die
atom
wirtschaft

SCHRIFTENREIHE

Anwendung der Kernenergie

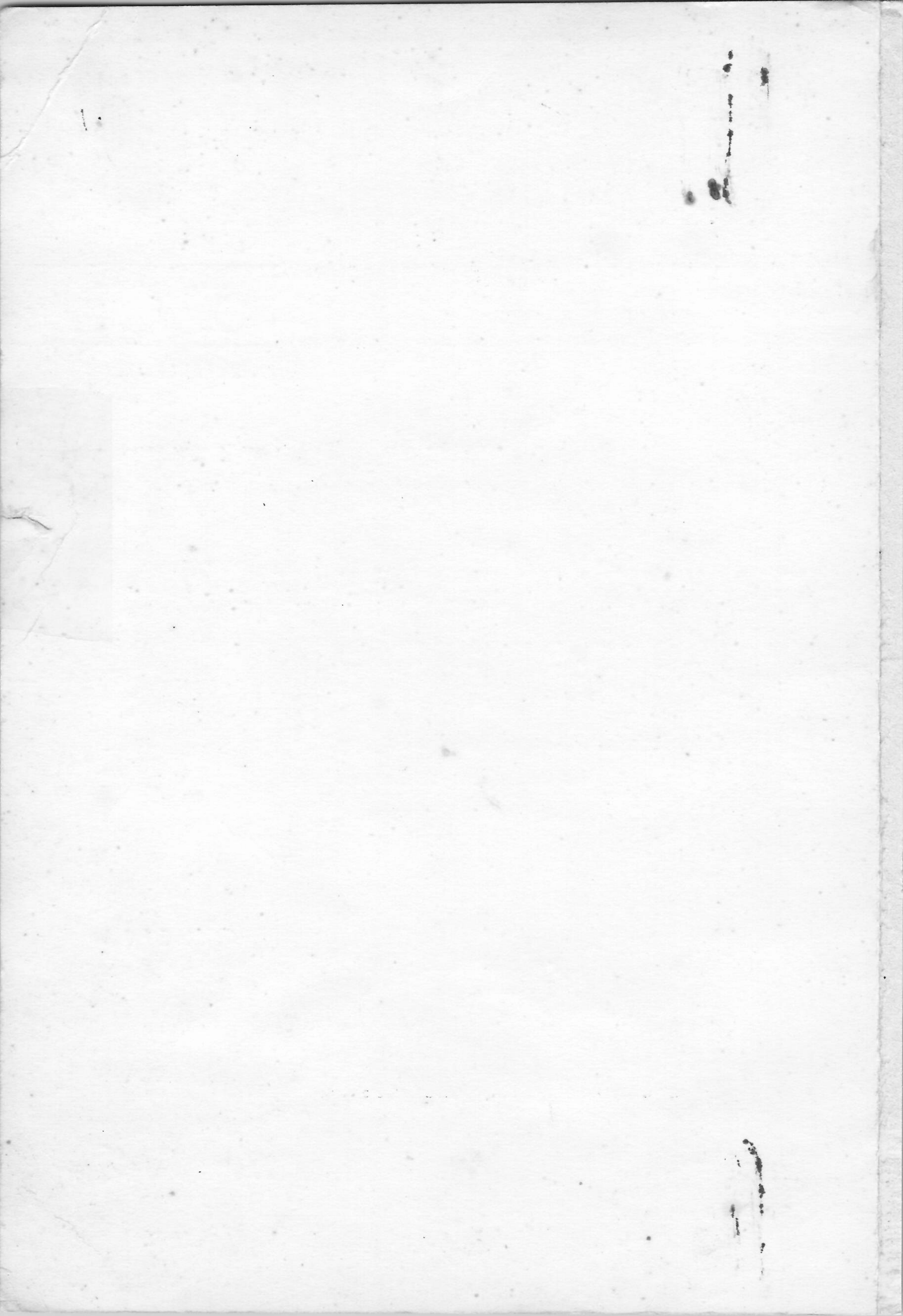
Erste Technisch-Wissenschaftliche Tagung
des Deutschen Atomforums
(11. bis 13. Oktober 1960 in Karlsruhe)

HEFT 1

Schriftenreihe Deutsches Atomforum e.V. · Heft 5



VERLAG HANDELSBLATT GMBH DÜSSELDORF



SCHRIFTENREIHE »DIE ATOMWIRTSCHAFT« · HEFT 1

SCHRIFTENREIHE »DEUTSCHES ATOMFORUM« · HEFT 5

Anwendung der Kernenergie

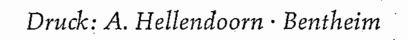
Erste Technisch-Wissenschaftliche Tagung

des Deutschen Atomforums

(11. bis 13. Oktober 1960 in Karlsruhe)



VERLAG HANDELSBLATT GMBH · DÜSSELDORF



Druck: A. Hellendoorn · Bentheim

INHALTSVERZEICHNIS

I Meßtechnik

II Reaktortechnik, Reaktorregelung

III Reaktorwerkstoffe (Nichteisenwerkstoffe)

III Reaktorwerkstoffe (Eisenwerkstoffe)

IV Anwendung von Radionukliden, Kernchemie, Strahlenchemie

V Sicherheit und Organisation

VI Kerntechnisches Zubehör

Zur Einführung

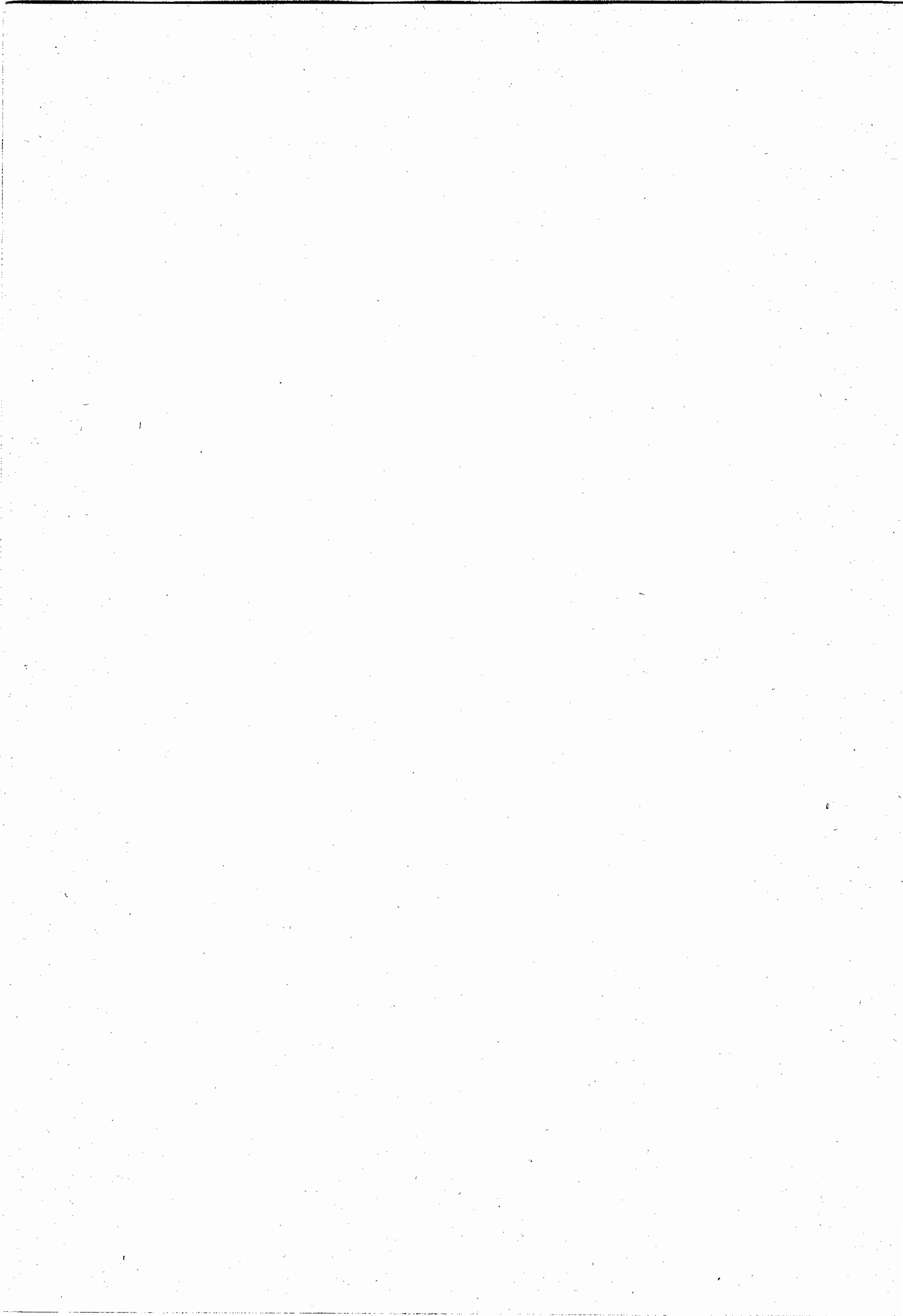
Das Deutsche Atomforum e. V. fördert alle Bestrebungen, die mit der Entwicklung und Anwendung der Atomkernenergie zu friedlichen Zwecken zusammenhängen.

In diesen weitgesteckten Rahmen fällt als eine sehr wesentliche Maßnahme die vom 11.—13. Oktober 1960 in Karlsruhe durchgeführte *erste Technische Tagung* über die „Anwendung der Kernenergie".

Das vorliegende Heft gibt die schon bei der Einladung angekündigte Zusammenfassung der Vorträge, die auf der Tagung gehalten wurden. Einige Vorträge konnten wir nur auszugsweise bringen.

Allen denen, die uns bei der Zusammenstellung der Vorträge unterstützt haben, sagen wir hiermit unsern Dank und wünschen dieser Schrift eine weitgehende Verbreitung.

DEUTSCHES ATOMFORUM E. V.



Eröffnung und Begrüßung durch den Präsidenten des Deutschen Atomforums,

Prof. Dr.-Ing., Dr. rer. nat. h. c. K. Winnacker, Frankfurt/Main-Hoechst

Meine sehr geehrten Damen und Herren!

Es ist mir eine große Freude und Ehre, Sie namens des Präsidiums des Deutschen Atomforums hier zu unserer 1. Technischen Tagung in Karlsruhe begrüßen zu können. Ich heiße ganz besonders herzlich willkommen die Vertreter der Bundesregierung, des Bundestages und des Bundesrates, die Vertreter der Landesregierung Baden=Württemberg und der übrigen Länder=regierungen, ich heiße willkommen die Vertreter der Stadt Karlsruhe, ganz besonders heiße ich willkommen die Vertreter unserer internationalen Ver=einigungen, die mit uns verbunden sind, der Europäischen Atomgemeinschaft und der Atomforen der EWG=Länder und der Schweiz, schließlich, last not least, Sie alle meine Damen und Herren, die an der heutigen Tagung als Vortragende und Zuhörer teilnehmen. Gestatten Sie mir, wenn ich die offi=zielle Begrüßung in dieser zwanglosen, aber ebenso herzlich gemeinten Form vereinfache. Die Karlsruher Tagung ist die 1. technisch=wissenschaftliche Tagung des neu zusammengekommenen Deutschen Atomforums, das am 20. Mai 1960 sich in Bonn mit einer Repräsentativen Veranstaltung der Öffentlichkeit präsentiert hat. Die heutige Tagung, die wir eben beginnen, ist vorbereitet von der Arbeitsgemeinschaft für Kerntechnik, dem Zusammen=schluß der technisch=wissenschaftlichen Vereine innerhalb der Atomwissen=schaft, und wir möchten ganz besonders Herrn Prof. Küpfmüller, dem Vor=sitzenden unseres Wissenschaftlichen Hauptausschusses, danken, daß er diese Tagung in so verdienstvoller Weise vorbereitet hat, ich möchte schon jetzt auch demjenigen Herrn unserer Geschäftsführung, Herrn Dr. Busse, der mit der Vorbereitung der Tagung mit seinen Mitarbeitern besonders viel Mühe gehabt hat, besonders herzlich danken. Es haben sich, meine Damen und Herren, mehr als 800 Vertreter von Wissenschaft, Technik und Wirtschaft für heute und für diese Tage angemeldet, es spricht für das Interesse, das unser Problem in der Öffentlichkeit hervorruft. Es sind in dem Buch, das Sie als Einladung bekommen haben, 81 Fachreferate annonciert, die uns in das Thema hineinführen sollen. So freuen wir uns, daß unter diesen vielen Kollegen, die hier mitwirken, auch ausländische Vertreter aus allen euro=päischen Ländern vorhanden sind, die wir ganz besonders herzlich begrüßen.

Der Tagungsort Karlsruhe hat uns gereizt, nicht nur weil es so eine schöne Stadt ist, die uns immer so freundlich aufnimmt, sondern auch deswegen, weil hier einer unserer Schwerpunkte der Deutschen Atomwissenschaft und =wirtschaft liegt. Wir sind im Begriff, wie Sie wissen, dieses Atomzentrum hier in Karlsruhe aufzubauen, möge gerade diese Gemeinschaftsarbeit zwi= schen öffentlicher Hand, Forschung und Privatwirtschaft ein gutes Zeichen dafür sein, daß man auf diesem Gebiete zusammen arbeiten muß und kann.

Die Theorien und Vorstellungen von der Struktur der Atomkerne erfuhren in den dreißiger Jahren dadurch ihre Krönung, daß die aus ihnen abgeleitete Möglichkeit der Kernumwandlung tatsächlich durchgeführt und mit klas= sischen Methoden sichergestellt werden konnte. Dieser Erfolg hat, wie kaum zuvor eine naturwissenschaftliche Erkenntnis, unser praktisches Weltbild beeinflußt und gewandelt. Die politischen Konsequenzen, die sich daraus ergeben, drohen auch heute noch, das Zusammenleben der Menschen auf der Erde zu zerstören. Die Frage, wie man mit diesem politischen Problem fertig wird, ist über die Möglichkeiten naturwissenschaftlichen Denkens längst hinausgewachsen.

Bedeutsamer und fruchtbarer steht vor uns die Hoffnung, diese Möglichkeit der Kernumwandlung für den Fortschritt der Menschheit und zur Erhöhung ihres Lebensstandards einzusetzen. Die Größe dieser Aufgabe ist weiten Kreisen der gesamten Menschheit bewußt geworden. Dies kam zum Ausdruck in der ersten und zweiten internationalen Genfer Atomkonferenz, die erst= malig die Naturwissenschaftler der Welt zu einem gemeinsamen und uni= versellen Gedankenaustausch zusammenführten. Das Bewußtsein von der Größe dieser Aufgabe kommt auch darin zum Ausdruck, daß in mancherlei engeren und loseren internationalen Zusammenschlüssen eine gemeinsame Forschungsarbeit zustande gekommen ist.

Aufgeschreckt und zu einem bisher für naturwissenschaftliche Dinge niemals beobachteten Interesse erwacht, nimmt die breiteste Öffentlichkeit heute an der Entwicklung der Kernumwandlung teil. Auch in Deutschland ist dieses Interesse erwacht. Über die an den Fortschritten arbeitenden Kreise aus For= schung und Wirtschaft hinaus beteiligt sich die breite Öffentlichkeit, und vor allen Dingen die gesetzgebenden Körperschaften, an der Beobachtung, Kon= trolle und Förderung dieses Problems. Wir erleben es zum ersten Male, daß naturwissenschaftliche Dinge so im Brennpunkt der staatlichen Gemeinschaft stehen. An und für sich sollten sich die Naturwissenschaftler darüber freuen.

Leider bringt ein solches allgemeines Interesse, das auch in finanzieller För= derung seinen Niederschlag finden muß, auch Nachteile. Diese Nachteile kommen darin zum Ausdruck, daß durch falsche Beurteilung der wirksamen Möglichkeiten und Ziele, durch Auftreten widerstrebender wirtschaftlicher Interessen, aber auch durch engherzige Einstellung zum Fortschritt überhaupt, die Weiterentwicklung, die ja ohne solche öffentliche Mitwirkung und mora= lische und materielle Förderung nicht möglich ist, gestört wird. Zu einer sachlichen Beurteilung werden wir nur kommen und zu einer stetigen Ziel=

setzung nur die richtige Kritik und Geduld aufbringen, wenn wir uns über die Größe und Reichweite der Möglichkeiten immer im klaren bleiben.
Die Stoff= und Energieumwandlung im Reaktor ist nicht nur eine Quelle für eine rationelle Energieerzeugung, ebenso wie die Kohle nicht nur zum Heizen von Kesseln und Elektrizität nicht nur zum Antrieb von Motoren dient.
Die Kernreaktoren sind technische Apparaturen, in denen sich Kernumwand=lungen vollziehen. Wenn man Kernumwandlungen in technischem Ausmaß studieren will, bedarf man dazu eines solchen Kernreaktors, eines Bauwerkes, das man leider nicht ohne Einsatz großer Geldmittel und ohne großen tech=nischen Aufwand errichten kann. Im Reaktor selbst entsteht Energie viel=fältiger Art und Gestalt. Nur eine dieser Energieformen, nämlich die Wärme, in die man schließlich alle Energieformen überführen kann, dient bisher der Erzeugung von Dampf und Elektrizität. Es wäre voreilig und beinahe allzu oberflächlich, wenn man die Bedeutung der Kernumwandlung daran messen würde, wie hoch die Kosten des Stroms liegen, der dort am Ende anfällt, im Vergleich zu den klassischen Dampfkraftwerken, die heute zu gigantischen Größen entwickelt worden sind und nach jahrzehntelanger großtechnischer Arbeit in jeder erforderlichen Größe mit einem kaum noch zu übertreffenden Wirkungsgrad errichtet werden können.
Selbstverständlich ist es ein großes Geschenk der Natur, daß wir nun in der Umwandlung anorganischer Materie eine Quelle von Energie gefunden haben, die im Vergleich zu Kohle, Öl und Erdgas unerschöpflich ist. Selbstverständ=lich und sicher ist auch, daß aus der Entwicklung der Kernumwandlung eines Tages technische Einrichtungen entstehen werden, die wirtschaftlich Strom erzeugen können. Diese Einrichtungen mit Weitblick und Geduld zu ent=wickeln, ist eine Aufgabe der einschlägigen Technik. Ganz unabhängig von der Notwendigkeit der Energieerzeugung überhaupt sollte man für diese Entwicklung Möglichkeiten bereitstellen und auch jetzt schon gewisse fertig vorliegende Typen bauen. Die Kosten, die dafür aufgewendet werden müs=sen, sind gering im Verhältnis zu den Aufwendungen, die für die Bereit=stellung der Energie mit steigendem Lebensstandard ganz allgemein und ständig gemacht werden müssen.
Die eigentliche Reaktortechnik aber, wie sie jetzt in der Welt betrieben wird und wie wir sie auch in Deutschland betreiben wollen, muß in sehr viel all=gemeinerem Sinne die Frage beantworten, wie die bisher möglichen Kern=umwandlungen in technischen Apparaturen durchgeführt werden können, so daß man die dabei entstehenden Energieformen und Strahlungsarten stu=dieren und die gebildeten neuen Stoffe neuartigen Verwendungszwecken zu=führen kann. Gegenstand der jetzigen Forschung beim Reaktorbau ist des=wegen, wie es unsere diesjährige Tagung zeigt, die Suche nach neuen Syste=men und Wechselwirkungen zwischen Kernbrennstoffen, Moderatoren und Kühlmitteln, nach neuen geeigneten Bau= und Werkstoffen zur Errichtung solcher Reaktoren=Meßsysteme. Schließlich aber ist entscheidend das Studium

der stofflichen Umwandlung selbst. Bei diesen Forschungsarbeiten der verschiedenen Reaktorsysteme dient unsere Aufmerksamkeit in gleicher Weise den Energieformen, die man für chemische und metallurgische und medezinische Probleme verwenden kann, um schließlich den Rest in Wärme überzuführen. Sie dient in gleicher Weise dem Studium der chemischen Umwandlungsprozesse, bei denen neue und wirksame Kernbrennstoffe einerseits, aber auch neue Metalle und Verbindungen aller Art gefunden werden können, die wiederum neue Möglichkeiten auslösen.

Unter solchen Gesichtspunkten im weitesten Sinne sind vom deutschen Atomminister in Zusammenarbeit mit der deutschen Atomkommission Programme aufgestellt worden, die der Öffentlichkeit bekannt sind und auch in diesen Tagen wieder diskutiert werden. Diese Programme sind im freien Gedankenaustausch aller einschlägigen Kreise der Forschung und Industrie zustande gekommen und von ihr gebilligt. Man sollte diese Beschlüsse zwar nicht als unabänderlich betrachten, aber man sollte sie achten, wenigstens in den Kreisen, in denen die Sachkenntnis zur Beurteilung im einzelnen fehlt.

Im Grunde genommen sind diese Programme Entwicklungsprogramme, die von den Fachleuten, die sie bearbeiten, auch nicht als unabänderlich angesehen werden und die man auch in ihrer Größe nicht kritisieren sollte. Im allgemeinen können solche Entwicklungsprogramme nicht großzügig genug sein.

Wir wollen die Gelegenheit der heutigen Tagung dazu benutzen, um vor aller Öffentlichkeit dafür zu werben, daß für die Durchführung eines so wichtigen Forschungsprogrammes große Geldmittel seitens des Staates zur Verfügung gestellt werden müssen. Das Ansehen einer Nation, ihre Weltgeltung und nicht zuletzt ihr wirtschaftlicher Wohlstand richten sich nach der Größe des Einsatzes, den sie für ihre Forschung, d. h. für ihre Zukunft, aufwendet. In Erinnerung an die großen Leistungen, die wir auf naturwissenschaftlichem Gebiet in der Vergangenheit zum Fortschritt der Menschheit beigetragen haben, sollten wir Deutschen uns auch in Zukunft in aller Bescheidenheit darum bemühen, an dieser Aufgabe und dem friedlichen Wettbewerb, der darin liegt, in angemessener Form mitzuwirken. Die finanziellen Opfer, die von uns dafür gefordert werden, sind winzig im Vergleich zu den großen Zahlen in unseren Staatshaushalten, in denen sich der Wohlstand unseres Volkes niederschlägt.

Diese Opfer müssen auch gebracht werden im Sinne der großen internationalen Zusammenarbeit, zu der wir uns zu Recht verpflichtet haben und in der wir unser Ansehen verlieren, wenn wir nicht in ausreichendem Maße mitarbeiteten.

Das Deutsche Atomforum will mit seiner Tagung in Karlsruhe dazu beitragen, die Aufmerksamkeit und das Gewissen der Öffentlichkeit wachzurufen. Wenn das gelingt, so wird dadurch der freimütige und vielfältige Gedankenaustausch, den unsere Tagungsteilnehmer in so sorgfältiger Weise vorbereitet haben, seine Berechtigung und seinen Lohn finden.

Ansprache des Bundesministers für Atomkernenergie und Wasserwirtschaft,

Prof. Dr.-Ing. S. Balke, Bad Godesberg

Mit der Errichtung des Atomministeriums im Oktober 1955 reagierte die Bundesregierung auf eine Notlage, die als Folge des verlorenen Krieges in der Zeit der Forschungsbeschränkung und Forschungskontrolle von 1945 bis 1955 eingetreten war. Der Aufgabenbereich dieses nichtklassischen Ministeriums liegt in dem Grenzgebiet der Zuständigkeit des Bundes und der Länder, ohne daß es deshalb bisher in diesem Fall zu Kompetenzkonflikten zwischen der Bundesregierung und den Landesregierungen gekommen wäre. Im Gegenteil: überall dort, wo wir Anlagen errichtet haben, ist es zu einer sehr angenehmen Zusammenarbeit gekommen, nicht zuletzt mit dem Land Baden-Württemberg. Der Grund für diese praktisch reibungslose Zusammenarbeit liegt wohl darin, daß mehr Aufgaben vorhanden waren als Zeit für Zuständigkeitskämpfe.

Beratungsorgane des Ministeriums

Das Atomministerium bedient sich verschiedener Beratergremien wie der Deutschen Atomkommission, der Reaktorsicherheits-Kommission und des Sonderausschusses Radioaktivität. Die parlamentarische Kontrolle der Atompolitik der Bundesregierung übt in erster Linie der Atomausschuß und in zweiter Linie der Haushaltsausschuß des Deutschen Bundestags aus. Das Deutsche Atomforum, der Veranstalter der heutigen Tagung, erweitert den Kreis unserer Berater um Politiker, Wissenschaftler und vor allen Dingen um Wirtschaftler.

Was wir heute als Atomwirtschaft bezeichnen, beruht auf der ökonomischen Erzeugung und Verwendung von Neutronenquellen. Wenn man Kettenreaktionen auslöst, gibt es zwei Möglichkeiten: entweder sie verlaufen mit steigender Neutronenzahl, wie in der Atombombe, oder mit konstanter Neutronenzahl, wie im Kernreaktor.

Kernspaltung und Kernverschmelzung

Aus dem Studium des Energiespektrums des Atoms und des Atomkerns wissen wir, daß es zwei Möglichkeiten geben muß, die Kernkräfte, deren physikalische Natur bis heute noch nicht ganz geklärt ist, nutzbar zu machen:

die Spaltung schwerer Kerne und die Verschmelzung leichter Kerne, insbesondere der Isotope des Wasserstoffs.

Sie konnten in der letzten Zeit in der Tages- und Fachpresse lesen, daß die Fusionsforschung im Ausland eingeschränkt wird. Wenn Sie die Nachrichten aber kritisch prüfen, insbesondere die Reduktion des britischen Programms, dann werden Sie feststellen, daß kein Land ernsthaft daran denkt, die Arbeiten in der Fusionsforschung einzustellen. Ebenso wollen auch wir in der Bundesrepublik die Arbeiten über die thermonukleare Fusion fortsetzen. Sie werden vom Bundesatomministerium nach wie vor finanziell unterstützt. Mit Befriedigung können wir auch feststellen, daß die Möglichkeit der Zusammenarbeit auf diesem Gebiet mit der Europäischen Atomgemeinschaft (EURATOM) in greifbare Nähe gerückt ist. Der Pessimismus in bezug auf die kommerziellen Möglichkeiten der Plasmaphysik mag vielleicht in wirtschaftlich-technischer Hinsicht berechtigt sein, aber er ist es keinesfalls in wissenschaftlicher Hinsicht. Selbst wenn die angestrebte Fusionsreaktion nicht unter wirtschaftlich interessanten Bedingungen zustandekommt, werden wir bei diesen Forschungen so viel über Physik unter extremen Bedingungen lernen, daß das dafür aufgewandte geistige und materielle Kapital bestimmt nicht umsonst ausgegeben wird.

Ausgehend von der Überlegung, daß die Jugend spätestens auf der höheren Schule mit der Wissenschaft vom Aufbau der stofflichen Welt vertraut gemacht werden muß, hat das Atomministerium vom Bundestag Mittel für die Einrichtung von Arbeitsgemeinschaften für Atomphysik, Radiochemie und Kerntechnik zur Modernisierung des Physik- und Chemieunterrichts an höheren Schulen beantragt. Vorgesehen waren hierfür insgesamt 18 Mill. DM; es sind bisher jedoch nur 9 Mill. DM vom Bundestag bewilligt worden. Ob die Länder die restlichen 9 Mill. DM für diesen Zweck aufbringen werden, erscheint zur Zeit zweifelhaft.

Keine vorzeitige Spezialisierung

Nach unserer Auffassung gehören die Kenntnisse vom Aufbau der stofflichen Welt nicht zur Spezial-, sondern zur Allgemeinbildung. Die bisherige technische Entwicklung hat gezeigt, daß die Möglichkeiten, die die Kerntechnik und Atomphysik bieten, nicht nur für den Kerntechniker und Atomphysiker selbst von Bedeutung sind, sondern auch für den Ingenieur in allen Fachgebieten. Auch der Ingenieur wird die Erkenntnisse aus der Atomphysik benötigen, und er wendet sie heute zum Teil schon an, ohne daß er selbst Reaktorbauer oder -betreiber ist.

Die technische Entwicklung wird immer wieder Überraschungen bringen, die nicht durch weitere Spezialisierungen aufgefangen werden können. Die klassischen Ingenieurgebiete — Maschinenbau, Wärmetechnik, Elektrotechnik, Meß- und Regeltechnik, Physik und Chemie — sind auch die Grundlage der Ausbildung des Ingenieurs, der später in der Kerntechnik tätig wird. Kern-

technische und kernphysikalische Hilfsmittel werden ubiquitär anwendbar. Das Verständnis für den Aufbau der Materie und die Kenntnis der Grundvorgänge im atomaren Bereich müssen zum Wissensbestand jedes Technikers gehören. Die Spezialisierung erfolgt zweckmäßig später durch die Praxis, die auch den Fachmann immer wieder zwingt, seine Kenntnisse und Fertigkeiten dem Fortschritt von Wissenschaft und Technik anzupassen.

Die Reaktortechnik ist ein treffendes Beispiel dafür, daß Spezialaufgaben, die von der Wissenschaft gestellt werden, eine möglichst umfassende Grundlagenausbildung des Ingenieurs erfordern. Solche Aufgaben werden in Zukunft aus den Forschungsergebnissen der Plasmaphysik und der experimentell schon realisierten Möglichkeit entstehen, die kinetische Energie der Elementarteilchen unmittelbar in elektrische Energie, also ohne den technischen Umweg über die Wärme, zu verwandeln. Dieses Forschungsgebiet wird ebenso wie die Forschung auf dem Gebiet der Plasmaphysik vom Atomministerium gefördert.

An erster Stelle Förderung von Forschung und Nachwuchs

Die Haushaltsmittel meines Ministeriums sind bisher zum überwiegenden Teil für die Förderung der Forschung und des wissenschaftlichen und technischen Nachwuchses verwendet worden. Neben den Hochschulinstituten, die bis in die Grundfächer hinein Zuwendungen erhalten, werden hochschulfreie Institute gefördert, wie z. B. Institute der Max-Planck-Gesellschaft oder Bundesanstalten, soweit dort betriebene Forschungsarbeiten für die wirtschaftliche und technische Nutzung der Kernenergie von Bedeutung sind. Schwerpunktmäßig werden Gemeinschaftseinrichtungen unterstützt, die, wie z. B. zentrale Isotopenlaboratorien, mehreren Fachrichtungen oder Fakultäten zugeordnet sind oder, wie die gemeinsame Atomforschungsanlage des Landes Nordrhein-Westfalen im Stetternicher Forst bei Jülich, mehreren Hochschulen und schließlich, wie das Deutsche Elektronen-Synchrotron (DESY) in Hamburg-Bahrenfeld, allen deutschen Hochschulen dienen sollen. Der größte Teil der Förderungsmittel entfällt auf die freie Forschung, ein kleinerer auf die Auftragsforschung. Forschungsaufträge werden hauptsächlich zur Entwicklung der Kern- und Isotopentechnik sowie von Strahlenschutzmitteln und -einrichtungen erteilt.

Internationale Zusammenarbeit

Das deutsche Atomprogramm fügt sich in die internationalen Beziehungen ein, die eine vielfältige Verflechtung der Bundesrepublik auf dem internationalen Atomforschungsgebiet mit sich bringen wie bei der Internationalen Atomenergie-Organisation (IAEO) in Wien, bei der Europäischen Kernenergie-Agentur (ENEA) des Europäischen Wirtschaftsrates in Paris, der Europäischen Atomgemeinschaft (EURATOM) in Brüssel und der Europäischen Organisation für Kernforschung (CERN) in Genf. Außerdem hat die Bundesrepublik bilaterale Atomabkommen mit den USA, Großbritannien und

Kanada geschlossen. Die internationale Bedeutung dieser Mitarbeit ist schon heute aus unserer eigenen Tätigkeit in der Bundesrepublik nicht mehr wegzudenken.

Kernforschungszentrum Karlsruhe

Von den Reaktorforschungsstätten möchte ich drei Anlagen besonders erwähnen. An erster Stelle verdient genannt zu werden das 1956 gegründete Kernforschungszentrum Karlsruhe. An der Kernreaktor Bau- und Betriebs-GmbH, die diese Anlage baut und betreibt, sind drei Gesellschafter beteiligt: der Bund mit 30 %, das Land Baden-Württemberg mit 20 % und etwa 80 in der Kernfinanzierungs-GmbH zusammengeschlossene Unternehmen der Privatwirtschaft, die 50 % des Kapitals aufgebracht haben. Mit dem erforderlich gewordenen Ausbau dieser Anlage erwies sich das in der Kernreaktor Bau- und Betriebs-GmbH (auch K 1 genannt) vereinigte Kapital trotz der Aufstockung von 40 auf 60 Mill. DM als unzureichend für die Durchführung der gestellten Aufgaben. Daher mußte die öffentliche Hand die Finanzierung der nicht mit 60 Mill. DM durchzuführenden Forschungs- und Entwicklungsarbeiten in einer zweiten Gesellschaft, der Gesellschaft für Kernforschung mbH (auch K 2 genannt), übernehmen. Das Gesellschaftskapital von K 2 wird zu 75 % vom Bund und zu 25 % vom Land Baden-Württemberg aufgebracht.

Um die Chemie und Technologie der Transurane, insbesondere die des Plutoniums, bearbeiten zu können, werden wir Karlsruhe erweitern, und zwar werden wir in Zusammenarbeit mit EURATOM ein gemeinsames Forschungsinstitut für Transurane errichten. Es handelt sich hier um ein europäisches Gemeinschaftsinstitut mit einer spezifischen Organisationsform. Für den vorläufigen Ausbau des Kernforschungszentrums Karlsruhe ergibt sich unter Einrechnung der Kosten für die Anlagen der Technischen Hochschule Karlsruhe, der Isotopen-Studiengesellschaft e. V. in Frankfurt/Main und des geplanten Transuran-Instituts ein Investitionswert von rund 250 Mill. DM. An dem Forschungs- und Versuchsreaktor FR 2, der hier in Karlsruhe errichtet wird, und zwar aufgrund einer Konstruktion, die dem kanadischen Reaktor NRX und dem Schweizer Reaktor DIORIT verwandt ist, konnte die deutsche Industrie zum ersten Male in größerem Umfange Erfahrungen beim Bau einer kerntechnischen Anlage sammeln. Wie zu erwarten war, hat sie dafür auch Lehrgeld zahlen müssen.

Kernforschungsanlage Jülich des Landes Nordrhein-Westfalen

Die nächste charakteristische Organisationsform unserer Arbeit stellt die gemeinsame Atomforschungsanlage des Landes Nordrhein-Westfalen im Stetternicher Forst bei Jülich dar. Nach der jüngsten Planung werden die Kosten für diese zweite große Atomforschungsstätte in der Bundesrepublik auf rund 190 Mill. DM veranschlagt. Die Investitionsmittel werden vom Land Nordrhein-Westfalen und vom Bund bereitgestellt. Die Summe entspricht etwa den Kosten für eine neue Hochschule. Erbauer der Jülicher Anlage ist

das Land Nordrhein=Westfalen. Für die Verwaltung der Anlagen und für den wissenschaftlichen und technischen Betrieb wurde die Gesellschaft zur Förderung der kernphysikalischen Forschung in Form eines eingetragenen Vereins gegründet. In dieser gemeinnützigen Gesellschaft sind die Hochschulen des Landes Mitglieder, aber auch für Gesellschaften, Privatfirmen und Einzelpersonen steht die Mitgliedschaft offen. Allen Hochschulen des Landes steht damit eine gemeinsame Atomforschungsstätte zur Verfügung, was personelle, organisatorische und finanzielle Vorteile hat. Die räumliche Nähe von Aachen, Bonn, Köln, Düsseldorf und Münster wird diese Arbeit begünstigen. (Bei der Gründung von Karlsruhe wurde ebenso großer Wert auf die Verbindung mit den Hochschulen in Karlsruhe, Heidelberg, Stuttgart und Freiburg gelegt, unabhängig von den Beziehungen aller Hochschulen und Institute untereinander.) In Jülich sollen in der Aufbauphase die zunächst vorgesehenen zehn wissenschaftlichen Institute nebenamtlich durch Lehrstuhlinhaber der Hochschulen des Landes geleitet werden. Außer den beiden Forschungsreaktoren britischen Typs, MERLIN und DIDO, wird in unmittelbarer Nähe dieser Forschungsstätte eine Prototypanlage des von der Arbeitsgemeinschaft BBC/Krupp entwickelten Hochtemperaturreaktors errichtet.

Hamburger Kernenergiegesellschaft

Die dritte Gesellschaft, die in unserem Sinne besonders hervorzuheben wäre, ist die Gesellschaft für Kernenergieverwertung in Schiffbau und Schiffahrt mbH in Hamburg. Sie wurde 1956 gegründet und wird finanziert vom Bund, den Küstenländern Bremen, Hamburg, Niedersachsen und Schleswig=Holstein und von Wirtschaftskreisen aus den vier Küstenländern. Die Gesellschaft dient der an der Entwicklung von Schiffsreaktoren arbeitenden Industrie und den norddeutschen Hochschulen als gemeinsame Forschungsstätte, in der auch Nachwuchskräfte für Wissenschaft und Industrie ausgebildet werden können. Sie besitzt in Geesthacht=Tesperhude einen Schwimmbadreaktor amerikanischer Bauart, der mit seiner maximalen Wärmeleistung von 5000 kW der bisher stärkste Forschungsreaktor in beiden Teilen Deutschlands ist. Das Interesse an der Entwicklung von Schiffsantriebsreaktoren ist in jüngster Zeit gewachsen. Mehrere Werften wollen in Verbindung mit Reaktorbaufirmen hieran arbeiten. Das Atomministerium unterstützt die Projektierungsarbeiten durch finanzielle Zuschüsse. Es sind auch bereits offizielle Verhandlungen mit EURATOM eingeleitet worden über eine gemeinsame europäische Entwicklungsarbeit auf dem Schiffsreaktorgebiet.

Finanzierung durch öffentliche und private Mittel

Die Kernforschung erfordert natürlich erhebliche finanzielle Aufwendungen. Sie werden in der Bundesrepublik sowohl von der öffentlichen Hand als auch von der Privatwirtschaft getragen. Die einschlägige Industrie hat in den wenigen Jahren der Betätigung auf diesem neuen Gebiet erhebliche Personal= und Sachmittel, zunächst ohne große Aussicht auf wirtschaftlichen Erfolg, in die

betriebseigene Forschung investiert. Die Unterstützung durch die öffentliche Hand, d. h. durch den Bund und die Länder, galt vor allen Dingen der Forschungsarbeit in den Hochschulen und Max=Planck=Instituten und der Errichtung der eben von mir genannten größeren Forschungsanlagen. Forschungsarbeit setzt aber die Heranbildung eines geeigneten wissenschaftlichen Nachwuchses voraus, die heute ein kompliziertes Ineinandergreifen von nationalen Ausbildungsmöglichkeiten und internationalem Erfahrungsaustausch bedeutet. Auch darin liegt eine der Hauptursachen für die Bedeutung unserer Mitarbeit bei EURATOM.

Die Rolle der Organisation und Dokumentation

Eine zweckmäßige Förderung der Wissenschaft ist nicht nur eine Geldfrage, sondern auch Aufgabe einer optimalen Organisationsform zur Förderung der Wissenschaft, die wir trotz aller Bemühungen und trotz aller Fortschritte zweifellos noch nicht erreicht haben. Die rationelle Organisation der Wissenschaft — es klingt zwar paradox, wenn man eine solche Forderung aufstellt, weil sie anscheinend dem Wesen der Wissenschaft widerspricht — ist unumgänglich zur Verhinderung kraftverzehrender Mehrfacharbeit. Hierzu gehört unter anderem das brennend gewordene Problem der wissenschaftlichen Dokumentation, zu dessen Lösung auch unser Ministerium in der letzten Zeit bestimmte Vorschläge gemacht hat. Es sind ernsthafte Anstrengungen erforderlich, um dieses außerordentlich wichtige Problem im Interesse unserer Wissenschaft und Technik zu lösen.

Entwicklung von Brutreaktoren

Die Leistungsreaktoren mit thermischen Neutronen werden in Zukunft ergänzt, vielleicht sogar ersetzt werden durch Reaktoren, die mit schnellen Neutronen unter Ausnutzung des Brutprozesses arbeiten. An der Entwicklung von Brutreaktoren sind England, Frankreich, die USA und die Sowjetunion sehr stark interessiert. Wenn auch über den Entwicklungszeitraum für solche Konstruktionen vorerst nur gesagt werden kann — als Techniker soll man nicht als Prophet, sondern als Historiker auftreten —, daß er voraussichtlich bis in die Jahre nach 1970 reicht, so wird man doch auch in Deutschland heute schon daran denken müssen, das Reaktorentwicklungsprogramm durch die Arbeit an Prototypen für Brutreaktoren zu ergänzen. Das erfordert, entsprechend unseren jetzigen Vorstellungen, zunächst Grundlagenforschung über den Brutprozeß selbst und physikalisch=technische Versuche bis zur Durchführung eines kritischen Null=Energie=Experimentes. Derartige Planungen haben wir bei uns eingeleitet. Sie werden auch hier in Karlsruhe eine bestimmte Rolle spielen.

Grundlagenforschung — Voraussetzung für technische Entwicklung

Charakteristisch war für mich eine Erfahrung, die ich vor wenigen Wochen in England gemacht habe. Dort hat man schon einen Brutreaktor gebaut und

in Betrieb genommen, ist aber jetzt in Winfrith Heath, wo auch das Dragon-Projekt bearbeitet wird, wieder dazu übergegangen, mit Null-Energie-Experimenten und unterkritischen Versuchsanordnungen zu arbeiten. Sie sehen, daß wir auch in der Reaktortechnik, die bisher durch die militärische Anwendung der Kernenergie bestimmt war, ohne eine intensive wissenschaftliche Grundlagenforschung technisch nicht vernünftig arbeiten können.

Sie werden aus der heutigen Tagung ersehen, daß diese Kernverfahrenstechnik, wie man sie systematisch bezeichnen könnte, sehr vielfältig ist. Sie berührt die Tieftemperaturtechnik, die Herstellung spezieller Glassorten, z. B. für Blasenkammern, und die Entwicklung bestimmter Baustoffe mit Strahlenschutzeigenschaften, z. B. Schwerbeton, und nicht zuletzt die Herstellung neuer Werkstoffe, insbesondere von Sondermetallen, die in der Reaktortechnik ein wichtige Rolle spielen. Die Max-Planck-Gesellschaft hat vor kurzem in Stuttgart mit der Unterstützung des Atomministeriums ein Institut für Sondermetalle eröffnet, um die technologischen Eigenschaften von Beryllium usw. zu untersuchen.

Es gibt heute bei uns mehrere hundert Isotopen-Laboratorien und über 1000 auf nuklearer Basis aufgebaute Meß- und Kontrollvorrichtungen, die in der Industrie Produktionsvorgänge erleichtern und die Qualität der Erzeugnisse verbessern helfen. Ich erinnere an Anlagen zur fortlaufenden Messung und Regelung des Flächengewichts oder der Dicke in der Papier-, Papp-, Kunststoff- oder Gummiindustrie sowie bei der Metallfolien- und Metallbänderherstellung. Die Anlagen arbeiten auf der Grundlage der Absorption radioaktiver Strahlen.

Hochtemperatur-Reaktoren und direkte Ausnutzung der Kernenergie

Die Hochtemperatur-Reaktoren sind nicht nur wegen ihrer Anwendungsmöglichkeit für die Energieerzeugung bedeutsam, sondern auch für den Antrieb von Flugkörpern. Versuchsobjekte in den USA haben die prinzipielle Verwendbarkeit von Reaktortriebwerken ergeben. Die Grenzen der Verwendbarkeit rein chemischer Prozesse in der Luft- und Raumfahrt sind schon erkennbar, so daß die Kernverfahrenstechnik für den Flugkörperantrieb immer größere Bedeutung erlangt.

Die kinetische Energie von Elementarteilchen direkt auszunützen, hat bereits zu einigen interessanten Konstruktionen geführt. In den USA sind schon solche Aggregate gebaut worden, allerdings bisher nur mit verhältnismäßig kleinen Leistungen und mit geringen Wirkungsgraden, aber sie reichen aus, um z. B. als Stromquelle für Raumsatelliten zu dienen.

Förderung durch den Bund und die Länder

Förderungsmittel des Bundes stellen nicht nur das Atomministerium, sondern auch einige andere Bundesministerien zur Verfügung, wie z. B. das Wirtschafts-, Ernährungs-, Verkehrs- und Arbeitsministerium. Mein Ministerium

hat im Haushaltsplan 1961, der zur Zeit im Parlament beraten wird, wieder rund 170 Mill. DM für Forschungszwecke aller Art eingesetzt, die wahrscheinlich auch bewilligt werden. Hierzu kommen die Mittel der Länder, die bis zum Jahre 1959 einschließlich immerhin 151 Mill. DM für die Kernforschung aufgewandt haben. Seit Errichtung des Bundesatomministeriums dürften aus öffentlichen und privaten Mitteln etwa 1,5 Mrd. DM für Zwecke der Kernforschung bereitgestellt worden sein. Genauere statistische Angaben fehlen noch.

Bei der augenblicklichen Beurteilung der finanziellen Situation sind zwei Dinge auseinanderzuhalten: die Leistungen der Wirtschaft und die Förderungsmittel der öffentlichen Hand, insbesondere meines Ministeriums. Die Beratungen über den Haushaltsplan des Atomministeriums sind noch nicht abgeschlossen. Strittig ist in diesem Haushaltsplan nur die Finanzierung der Dinge, die wir noch nicht angefangen haben: die Entwicklung fortgeschrittener Reaktoren kleiner bis mittlerer Leistung und den Bau eines Mehrzweck-Forschungsreaktors. Diese Reaktoren sind kapazitätsmäßig schon kleine Fabrikanlagen. Mit einer Kapazität von 50 MWe, auf die z. B. der Mehrzweck-Forschungsreaktor ausgelegt ist, kann man natürlich Dampf und Strom erzeugen. Es sind zwar Forschungsinstrumente, bei denen es aber doch sehr sinnvoll wäre, wenn man die entstehende Wärme auch technisch verwerten würde.

Bau eines Mehrzweck-Forschungsreaktors

Für den Mehrzweck-Forschungsreaktor liegt bisher nur ein Konstruktionsvorschlag einer deutschen Firma vor, und zwar für einen Druckkessel-Typ, der Natururan verwendet und mit Schwerwasser gekühlt und moderiert wird. Charakteristisch bei dieser Konstruktion ist, daß Forschungsarbeiten durch eine Auswechselmöglichkeit des Reaktorkerns ohne shut down möglich sind, auch wenn der Reaktor zur Stromerzeugung dient. Diese Kombination erscheint auch unter konventionellen Gesichtspunkten sinnvoll, denn bei der Energieerzeugung aus Kernreaktoren treten klassische Forschungsprobleme auf, wie z. B. die Abführung großer Wärmemengen von kleinen Oberflächen in kurzer Zeit.

Die Finanzierung der Entwicklung fortgeschrittener Reaktoren und des Baues des Mehrzweck-Forschungsreaktors erfordert im Rechnungsjahr 1961 einen Betrag von 21,15 Mill. DM. Das Atomministerium wünscht begreiflicherweise, daß diese Summe in den ordentlichen Haushalt eingestellt wird, während das Finanzministerium eine Einstellung in den außerordentlichen Haushalt wünscht. Da die Beratungen im Parlament über diese Streitfrage noch nicht abgeschlossen sind, enthalte ich mich vorläufig einer Stellungnahme.

Bedeutung der Kernenergie für die Energieversorgung

Die Frage, ob dieser Finanzaufwand einen Sinn hat, wird im wesentlichen danach beurteilt, welche Bedeutung der Kernenergie für die Energieversor-

gung zukommt. Der wesentliche Anteil des Weltenergiebedarfs wird zur Zeit noch von Kohle gedeckt, ein kleinerer Teil vom Erdöl, von der Wasserkraft und vom Erdgas. Während der Anteil der Kohle an der Energieversorgung abnimmt und dem Ausbau der Wasserkraft Grenzen gesetzt sind, nimmt der Verbrauch von Erdöl und Erdgas zu, von Erdgas sogar stärker als von Erdöl. Die Atomenergie spielt in dieser Weltbilanz zur Zeit noch gar keine Rolle.

Nach übereinstimmender Auffassung der Energiefachleute wird der Weltenergiebedarf pro Kopf ständig ansteigen. Strittig ist nur die Zuwachsrate des Bedarfs in den einzelnen Staaten und Kontinenten. Die Höhe der jährlichen Zuwachsrate ist jedoch entscheidend für den Wahrheitsgehalt der Prognosen. Da diese Größe schwer zu erfassen ist, vor allem für längere Zeiträume und für größere Wirtschaftsräume, sind die von diesem Faktor abhängigen Schätzungen und Voraussagen sehr ungenau und sehr unterschiedlich. Bei der derzeitigen politischen Situation in der Welt lassen sich genaue Voraussagen nicht machen. Wir können aber davon ausgehen, daß der Energiebedarf pro Kopf der Bevölkerung auf keinen Fall absinken wird, er wird auch nicht konstant bleiben, sondern zunehmen. Wenn der übrige Teil der Welt — sehen wir einmal ab von den Vereinigten Staaten von Nordamerika, auf die etwa 50 % des gesamten Weltenergieverbrauchs entfallen — nur auf den europäischen Lebensstandard gehoben würde, dann würden die vorhandenen Energieerzeugungsanlagen in der Welt nicht ausreichen. Wir müssen uns daher global, regional und national auf einen wachsenden Energiebedarf vorbereiten. Zu seiner langfristigen Deckung wird zweifellos die Kernenergie benötigt werden.

Art und Umfang der Finanzhilfe für Kernkraftwerke

Im Rahmen des 500 MW-Programms liegen drei Projektaufträge vor, die im nächsten Jahr technisch abgeschlossen werden. Dadurch ergibt sich die Frage, insbesondere für die reaktorbauende Industrie, ob sich Auftraggeber finden, die solche Reaktoren bestellen. Diese Frage geht in erster Linie die Energiewirtschaft an, denn nach den bekannten wirtschaftspolitischen Grundsätzen der Bundesregierung können für Kernkraftwerke, die wirtschaftlichen Zwekken dienen, keine Investitionsmittel gegeben werden, sondern lediglich Mittel zur teilweisen Abdeckung des Betriebsrisikos. Die bisherigen Vorschläge zur Finanzhilfe des Bundes für solche Aufträge, die von dem Atom-, Finanz- und Wirtschaftsministerium ausgearbeitet worden sind, haben sich in der Praxis als nicht attraktiv genug erwiesen. Es wird also die Aufgabe der Energiewirtschaft sein, meinem Ministerium im konkreten Fall Vorschläge zu machen, welche Finanzhilfe sie für ein bestimmtes Objekt benötigt, um es unter zumutbaren Belastungen bauen und betreiben zu können. Über Art und Umfang der Staatshilfe ist das letzte Wort noch nicht gesprochen. Damit ist vorerst natürlich die Frage nicht gelöst, wer Reaktoren bestellt. Es würde der Wirtschaftsstruktur der Bundesrepublik jedoch widersprechen, wenn wir,

um diese Frage positiv zu lösen, bundeseigene Kraftwerke errichten wollten. Der Bund hat ein besonderes Ministerium errichtet, das sich damit beschäf=tigt, Bundesvermögen und Bundesbeteiligungen zu verringern. Daher würde es nicht gerade sinnvoll sein, atomtechnische Anlagen in Staatsregie zu bauen und zu betreiben. Ich kann mir auch nicht denken, daß das die Absicht der deutschen Wirtschaft ist.

Reichen staatliche Förderungsmittel aus?

Etwas ganz anderes ist die Frage, ob die staatlichen Förderungsmittel aus=reichen, um die Privatwirtschaft anzuregen zu einer atomwirtschaftlichen Betätigung in dem aus volkswirtschaftlichen Gründen erforderlich erschei=nenden Umfang. Man kann sehr interessante Prozentrechnungen darüber anstellen, wieviel wir im Vergleich zu anderen Ländern pro Kopf der Bevöl=kerung für Atomtechnik ausgeben. Alle diese Vergleiche müssen natürlich hinken, weil wir praktisch erst 5 Jahre auf diesem Gebiet arbeiten und nicht in der Lage sind, vom Steuerzahler schon längst bezahlte militärische An=lagen heute zu kommerzialisieren. Wir müssen auf privatwirtschaftlicher Basis mit Hilfe der öffentlichen Hand von unten aufbauen. Der andere Weg ist für Atomstaaten sehr viel leichter, denn die Budgets für militärische Zwecke sind überall größer als die Budgets für zivile Forschung und Ent=wicklung.

Für das Jahr 1961 dürfte durch die Haushaltsmittel des Bundes und der Län=der die Finanzierung der Forschungsaufgaben gesichert sein. Das gilt auch für die Kernforschungsstätten Hamburg, Jülich und Karlsruhe. Wir müssen uns aber überlegen, und zwar Wirtschaft und öffentliche Hand gemeinsam, ob die vorgesehenen Summen für die technische Entwicklung ausreichen, ins=besondere zur Anfinanzierung des Programms für fortgeschrittene Reaktoren kleiner und mittlerer Leistung und des Baus eines Mehrzweck=Forschungs=reaktors. Hierzu werden wir uns auch gerne, wie bisher, des Rates der Deut=schen Atomkommission und des Deutschen Atomforums bedienen.

Zum Schluß sei mir eine persönliche Stellungnahme gestattet. Ich habe hier einen Zeitungsartikel „Atomwirtschaft will Geld für Kraftwerke" vor mir liegen, der mit einem charakteristischen Satz schließt, zu dessen intelligenter Formulierung ich den Verfasser nur beglückwünschen kann. Er schreibt näm=lich: „... Das würde bedeuten, daß Atomminister Balke von seiner ihm lieb=gewordenen Vorstellung abrückt, der Forschung gegenüber der Praxis den Vorzug zu geben ..." Ich bin gerne bereit, Ratschläge anzunehmen, diesen Ratschlag aber werde ich bestimmt nicht befolgen.

Bedeutung der Atomwirtschaft für die Volkswirtschaft

Ich denke, wir sind uns mit dem Präsidenten des Deutschen Atomforums, Herrn Professor Winnacker, darüber einig, daß die Bedeutung der Atom=

wirtschaft über die Spezialfragen, die bisher erörtert worden sind, hinausgeht. Auch Herr Botschafter Krekeler hat als Mitglied der Kommission der Europäischen Atomgemeinschaft festgestellt, daß von der Betätigung auf dem Gebiet der Atomtechnik der industrielle Stand einer Nation abhängt.

Ein Industriestaat wie die Bundesrepublik muß sich auf diesem Gebiet betätigen; selbst wenn dieser Staat noch keine Kernenergieanlagen zur Erzeugung von Wärme und Strom braucht: er muß wenigstens forschen und entwickeln. Selbstverständlich muß dieser Staat dann auch in einem gewissen Umfang eigene Anlagen bauen und betreiben; wenn seine Wirtschaft solche Objekte ins Ausland verkaufen will, muß sie nachweisen können, daß diese betriebs- und wettbewerbsfähig sind. Über das Ausmaß dieser Bautätigkeit wird man sich nicht ohne weiteres einigen können, schon gar nicht über die schwierige Frage der Finanzierung.

Atomprogramm entspricht Bedürfnissen der Bundesrepublik

Ich persönlich glaube aber, daß das Atomprogramm, das Wissenschaft, Technik und Verwaltung gemeinsam aufgestellt haben, den Bedürfnissen der Bundesrepublik entspricht. Um in dieser Annahme sicherzugehen, haben wir noch einmal im Frühjahr dieses Jahres die Meinung der Deutschen Atomkommission hierzu eingeholt und vor wenigen Tagen eine erneute Stellungnahme ihres Arbeitskreises „Kernreaktoren". Beide Beratungsorgane sind wieder zu dem Beschluß gekommen, das deutsche Atomprogramm fortzuführen, selbstverständlich mit den Modifikationen, die sich aus dem wechselnden Stand und den jüngsten Erkenntnissen von Technik und Wissenschaft ergeben. Es besteht daher kein Anlaß, dem 500 MWe-Programm ein Staatsbegräbnis zu bereiten oder es zu einem Sensationsprogramm auszubauen.

Wir haben uns bis jetzt bemüht, einen Weg zwischen Atomhysterie und Atomlethargie zu gehen. Ich denke, wir sollten auf diesem Wege fortschreiten. Die bisher investierte Arbeit und das bisher investierte Kapital werden Früchte tragen. Als Techniker wollen wir weder Optimisten noch Pessimisten, sondern Realisten sein und bleiben.

Ansprache des Staatssekretärs im Bundesministerium für Atomkernenergie und Wasserwirtschaft,

Dr. W. Cartellieri, Bad Godesberg

Herr Präsident! Meine Damen und Herren!

Vor nunmehr fünfeinhalb Jahren wurde in der Bundesrepublik der Weg gebahnt zu einer freien Atomforschung und zum Aufbau einer deutschen Atomwirtschaft für friedliche Zwecke. Mit dem ersten Forschungsprogramm mußte damals gleichzeitig an die baldige Schaffung einer Rechtsordnung für dieses neue Gebiet gedacht werden, nicht etwa aus Lust, die Flut der Rechtsnormen noch weiter anschwellen zu lassen — das Reichsgesetzblatt von 1882 umfaßte 141 Druckseiten, das Bundesgesetzblatt 1956 ohne Ländergesetze hingegen 2156 Druckseiten —, sondern auf Grund der zwingenden Notwendigkeit, das bisherige, zunächst fortgeltende Besatzungsrecht, das jede atomare Betätigung — auch zu friedlichen Zwecken — verbot, abzulösen. Die Größe der Aufgabe und die Notwendigkeit der Rechtseinheit machten es erforderlich, daß der Bundesgesetzgeber eingriff, dem in dem Gesetzgebungsverfahren, das sich über zwei Legislaturperioden des Bundesparlaments hinzog, einige Landesgesetzgeber allerdings wertvolle Zwischenhilfe geleistet haben. Was war nun aber, abgesehen von der Aufhebung des Verbots zur friedlichen atomaren Betätigung, zu regeln? Welche Normen sollten entwickelt und schon gesetzlich „zementiert" werden, was sollte man andererseits angesichts des raschen Fortschritts von Wissenschaft und Technik als „flexibles Recht" nur durch leicht änderbare Verordnungen gestalten, und in welchen Richtungen sollte es der Gesetzgeber am besten unterlassen, überhaupt einzugreifen?

Vor diesem technischen Kreis des Deutschen Atomforums möchte ich heute die Grundgedanken unseres neuen Atomrechts, insbesondere seinen Charakter als vorbeugende Schutzgesetzgebung, darlegen. In einer solchen Darstellung können dann natürlich die Kernstücke des Atomgesetzes selbst, wie z. B. die neue Haftungsregelung mit der gekoppelten Deckungsvorsorge und der anschließenden Staatshaftung, welche erst das Fundament für den Aufbau einer deutschen Atomwirtschaft legen, nur kurz gestreift werden.

Der deutsche Gesetzgeber, beraten von Experten aus Wissenschaft und Technik aller einschlägigen Fachgebiete, konnte davon ausgehen, daß die Bundesrepublik auf die Verwendung der Kernenergie für militärische Zwecke frei-

willig verzichtet hat und nur die Forschung und Nutzung der Kernenergie für friedliche Zwecke betreiben will. Da unsere Verfassung, das Grundgesetz, wirtschaftspolitisch neutral ist, und uns auch unsere internationalen Verpflichtungen auf dem Atomgebiet, unsere Mitgliedschaften bei der IAEO*) in Wien, bei der OEEC**) in Paris und bei Euratom***) in Brüssel keine wirtschaftspolitischen Rechtsnormen vorschreiben oder nahelegen (von dem wirtschaftlich bedeutungslosen „Bucheigentum" der spaltbaren Kernbrennstoffe bei Euratom abgesehen), konnte der Bundesgesetzgeber darauf verzichten, die Atomgesetzgebung als Mittel staatlicher Wirtschaftslenkung zu gestalten. Das Gesetz geht vielmehr von der Auffassung aus, daß weder der Staat allein noch die Wirtschaft allein eine Atomwirtschaft für friedliche Zwecke angesichts der hierfür erforderlichen gewaltigen Kapitalien und der zeitlich noch nicht zu übersehenden Wirtschaftlichkeit aufbauen können, sondern nur beide gemeinsam. Deswegen will der Gesetzgeber die private Initiative mit ihren schöpferischen Kräften fördern. Er trachtet danach, nach anfänglich nicht unerheblichen Starthilfen später einmal die Grundsätze der Wettbewerbswirtschaft zur Anwendung bringen zu können, was freilich voraussetzt, daß die Atomwirtschaft später rentierlich wird. Unser Atomgesetz ist aber auch kein Organisationsgesetz für eine Atomverwaltung, etwa mit der gesetzlichen Festlegung einer Obersten Atombehörde und deren Befugnissen oder zur Schaffung eines Verwaltungs-Unterbaues. Es ist auch kein Gesetz zur Ordnung von Wissenschaft und Technik auf dem nuklearen Gebiet. Verzichtete der Gesetzgeber auf eine staatliche Lenkung der Atomwirtschaft und insbesondere auf ein Staats-Monopol, verzichtete er weiter auf ein Atomgesetz als Organisationsgesetz, so war es, um eine Überfülle von neuen Rechtsnormen zu vermeiden und um — soweit das bei unserer Denkweise noch möglich ist — der Perfektion der Technik keinen Perfektionismus der Gesetzgebung folgen zu lassen, nur logisch, dem föderativen Prinzip des Aufbaues unseres Staatswesens auch hinsichtlich der Atomverwaltung zu folgen. Es wurden keine neuen Atombehörden geschaffen, die zwangsläufig in Konkurrenz mit der schon bestehenden Verwaltung, insbesondere der Bau-, Gewerbe-, Gesundheits-, Wasser- und Feuerpolizei der Länder getreten wären. Der Bundesgesetzgeber hat hinsichtlich der Atomverwaltung nur ihren Rahmen und insbesondere ihr Ziel, auf das ich gleich zu sprechen komme, umrissen und sich selbst nur unbedingt notwendige Kompetenzen vorbehalten. Durch die Einführung einer Bundesauftragsverwaltung erhält die Bundesregierung die Möglichkeit, durch Richtlinien und gegebenenfalls auch durch Einzelweisungen für eine einheitliche Ausrichtung der Atomverwaltung zu sorgen. Den Verwaltungsbehörden bleibt aber ein wichtiger Beurteilungsspielraum und den Gerichten die letzte Entscheidung, etwa über die richtige Anwendung des Begriffs der „persönlichen Zuverlässigkeit" oder der „erfor-

---

*) IAEO = Internationale Atomenergie-Organisation
**) OEEC = Europäische Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit
***) Euratom = Europäische Atomgemeinschaft

derlichen Fachkunde" zu urteilen. Die Entlastung des Gesetzgebers und damit die Entlastung des Staatsbürgers von dem Wust an Paragraphen fordert, daß der Verwaltung, wo es angeht, ihre Selbständigkeit und Initiative erhalten bleibt. Das neue Atomrecht hat hierzu einen Schritt getan, wenn es auch im Vergleich zu unserem Schweizer Nachbarn, der ebenfalls am 23. 12. 1959 ein Atomgesetz erlassen hat, perfektionistischer anmutet. In der Schweiz hat man noch mehr der Praxis der Verwaltung und Gerichte anvertraut und sich deswegen vielfach auf die Festlegung von Grundsätzen beschränkt, was der sprachlichen Verständlichkeit des Schweizer Gesetzes sehr zugute gekommen ist. Unser Gesetz ist in seinem längeren Werdegang perfektionistischer geworden als ursprünglich entworfen. Der lange Werdegang war allerdings insofern ein Vorteil, als die weitere, insbesondere auch die internationale Rechtsentwicklung berücksichtigt werden konnte. Zum Teil liegt es aber in unserer derzeitigen Denkweise, die m. E. zu viel reglementieren will und der Exekutive und der Rechtsprechung zu wenig zutraut, wodurch letztere wieder in Wechselwirkung immer mehr in der Entscheidungsfreudigkeit beengt werden. Immerhin ist es aber gelungen, den Perfektionismus doch nennenswert zu zügeln. Sache der von den Landesregierungen bestimmten Atombehörden ist es jetzt, die ihnen übertragenen Befugnisse durch Entscheidungsfreudigkeit und damit durch Übernahme von Verantwortung zu rechtfertigen. Eine Atomverwaltung, die etwa aus Überängstlichkeit einen Genehmigungsantrag verzögernd behandeln würde, wäre ebenso verfehlt, wie wenn der Sinn der Bestimmungen des Atomgesetzes, daß in jedem Land *eine* Oberste Landesbehörde die Atomexekutive verantwortlich zusammenfaßt (und damit Ressortkämpfe zwischen verschiedenen Fachzweigen verhindern soll), nicht kraftvoll durchgeführt würde. Ein Versagen der jetzt föderativen Verwaltungsregelung des Atomgesetzes würde zwangsläufig zu weiterem Zentralismus führen. Die Bewährungsprobe der Atomverwaltung steht noch bevor.

Wir haben bisher gesehen, daß der Gesetzgeber keine staatliche Wirtschaftslenkung, sondern eine möglichst freie Atomwirtschaft unter Vermeidung des Aufbaus neuer Behörden erstrebt hat. Aus der staatlichen Förderung einer freien Atomwirtschaft ergab sich aber für den Gesetzgeber zwangsläufig als Gegenstück die Festlegung eines strengen Schutzes der Allgemeinheit und der in den Atombetrieben Beschäftigten vor den Gefahren der Kernenergie und der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlen und die Regelung einer befriedigenden und praktisch durchführbaren Schadenshaftung. Hier müssen nun aus der allgemeinen bisherigen technischen Entwicklung wichtige Lehren gezogen werden.

Es ist eine alte Feststellung, daß das Recht stets hinter dem Leben, sei es der Wirtschaft, der Technik oder der Ideologie, nachhinkt. Das ist an sich natürlich, da das Recht akzessorisch zum Leben ist. In einem vor einigen Jahren erschienenen Aufsatz wird hierzu treffend ausgeführt: „Erst entstehen materiell oder ideell neue Lebensformen, und dann paßt sich das Recht den neuen Gegebenheiten oft langsam und zaghaft an. Aber stets folgt das

Recht dem Leben. Erst kam die Eisenbahn, die Elektrizität, die Photographie, das Auto, das Radio, der Telegraph, das Telephon, das Fernsehen, der Film und dann das entsprechende Recht, und immer versuchte man, die neue Lebensform mit alten Rechtssätzen zu meistern, die auf andere Lebensformen und Lebenserscheinungen zugeschnitten waren, wie den Entzug elektrischer Kraft, den blinden Passagier, den Automatenbetrug oder die Inflation, die wirtschaftliche Unmöglichkeit im Kriege. Tatsache bleibt in allen diesen Fällen, daß der Gesetzgeber an diese Dinge nicht dachte und nicht gedacht haben kann, weil sie zu seiner Zeit noch nicht existierten. Und da das Leben immer und unaufhörlich auf allen Gebieten — materiell, technisch und ideologisch — fortschreitet, so ist jedes Gesetz theoretisch veraltet in dem Augenblick, wo es herauskommt." Soweit das Zitat. Es ist dabei aber nicht nur das Recht, das zwangsläufig der technischen Weiterentwicklung nacheilen muß, auch die Wirtschaftswissenschaften und die praktische Wirtschafts- und Sozialpolitik laufen hinter der Entwicklung her und unterliegen einem ständigen Anpassungszwang. Hierauf hat Herr Minister Professor Balke erst unlängst in seinem Vortrag „Technischer Fortschritt und Wirtschaftspolitik" hingewiesen.

Wenn wir die Rechtsentwicklung in ihrem Verhältnis zur Technik in der jüngsten Vergangenheit rückwärts verfolgen, denken wir zunächst an die gewaltigen Umwälzungen nicht nur in Technik und Wirtschaft, sondern im ganzen Rechts- und Sozialgefüge überhaupt, die die Dampfmaschine mit sich brachte. Es begann bei den Spinnereien und Webereien, und bald formte und entwickelte die Dampfkraft die gesamte Industrie, wozu Anfang des 19. Jahrhunderts auch noch die Verkehrsmittel in Gestalt von Lokomotiven und Dampfschiffen kamen. Es war ein weiter Weg, der hier z. B. von dem Preuß. Eisenbahngesetz von 1838, das erstmals die Notwendigkeit einer besonderen Haftung erkannte, bis zu dem Reichsgesetz vom 7. Juni 1871, betreffend die Verbindlichkeit zum Schadensersatz für die beim Betrieb von Eisenbahnen, Bergwerken, Fabriken, Steinbrüchen und Gräbereien herbeigeführten Tötungen und Körperverletzungen, führte. Durch dieses Gesetz wurde das Prinzip der Gefährdungshaftung in die Reichsgesetzgebung eingeführt. Die staatliche Zulassung eines Betriebes mit besonderen Gefahren erforderte als Ausgleich eine strengere Haftung. Der Verschuldensnachweis konnte hier dem Geschädigten nicht mehr zugemutet werden. Es folgte das Gesetz über den Verkehr mit Kraftfahrzeugen aus dem Jahre 1909, das sich in seinem ersten Entwurf von 1906 noch eng nur an den neuen Gedanken der Gefährdungshaftung hing, dann aber doch dahin erweitert wurde, daß man sich nicht nur mit der Haftpflicht und dem Schadensrecht befaßte, sondern zur Vermeidung von Schäden auch Regelungen für die Zulassung von Kraftfahrzeugen und das Führen von Autos traf. Noch kümmerte sich aber der Gesetzgeber wenig um die Abgase und den Lärm von Kraftfahrzeugen, und als durch das Gesetz zur Sicherung des Straßenverkehrs von 1952 der Verkehrsminister ermächtigt wurde, Rechtsvorschriften zur Bekämpfung von

Belästigungen durch den Straßenverkehr zu erlassen, stellte man bald fest, daß noch eine weitere Klärung dahin nötig ist, daß die technische Überwachung sich auch auf die Entwicklung unsichtbarer Verbrennungsabgase erstreckt. Hatte bei dem Zeppelin=Unglück bei Echterdingen am 5. August 1908 die Schadenshaftung gegenüber Dritten schon juristische Kopfschmerzen gemacht (das Reichsgericht hat damals durch eine rechtsschöpferische Ausdehnung der Gefährdungshaftung geholfen), so machte der sich nach dem 1. Weltkrieg rasch entwickelnde zivile Luftverkehr ein besonderes Luftverkehrsgesetz (1922) notwendig. Hier war nicht nur die Haftpflicht, sondern der Luftverkehr überhaupt zu regeln. Interessant ist bei diesem Luftverkehrsgesetz, daß man hier die strenge Gefährdungshaftung auch zugunsten der Passagiere ausdehnte, während man beim Kraftfahrzeug=Gesetz von 1909 noch gesagt hatte, wer freiwillig als Passagier in ein Auto einsteigt, begibt sich damit bewußt selbst in Gefahr und verdient keinen besonderen Haftungsschutz (anders als bei der Eisenbahn, auf die der Bürger wegen des Beförderungs=Monopols angewiesen ist). Erinnern wir uns ferner an den weiten Weg, den der Gesetzgeber bei der Nutzung der Elektrizität zu gehen hatte. Es begann mit dem Gesetz betr. die Bestrafung der Entziehung elektrischer Arbeit aus dem Jahre 1900. Hier mußte man von den alten Begriffen abgehen. Die Rechtsgebilde „Besitz", „Gewahrsam" und „Eigentum" paßten nicht auf die Elektrizität. Mit dem Begriff „elektrischer Arbeit" begann hier der „juristische" Fortschritt. Nach und nach entwickelte sich ein spezifisches „Recht der Elektrizitätswirtschaft" und der gesamten Energiewirtschaft. Von den Wechselwirkungen zwischen technischem Fortschritt und Recht lassen sich zahlreiche weitere Beispiele aufzählen, die ich hier nur zum Teil und stichwortartig anführen kann. Welch weiter Weg zu dem Baugesetz, das wir nun endlich haben, dem Lebensmittelrecht, das sich jetzt auch mit dem Zusetzen chemischer Substanzen und dem Bestrahlen von Lebensmitteln beschäftigt. Welch späte Erkenntnis des Gesetzgebers, daß sich das Schwergewicht der Herstellung von Arzneimitteln von der Apotheke in die pharmazeutische Industrie verlagert hat, die jetzige Erkenntnis der Notwendigkeit, den Katalog der genehmigungspflichtigen Anlagen in der Gewerbeordnung, der im wesentlichen dem Stand der Technik um die Jahrhundertwende entsprach, zu ergänzen, das noch idyllische Nachbarrecht des BGB umzugestalten, ein neues Seuchengesetz zu formen und der Lagerung von Öl und brennbaren Flüssigkeiten strengere Aufmerksamkeit zuzuwenden!

Alle Rechtsgebiete, nicht nur das Privatrecht, sind durch die rapide technische Entwicklung in Fluß gekommen, selbst das Völkerrecht. Kaum haben z. B. die Fortschritte der Erdöl=Bohrtechnik seit 1930 die Erschließung unterseeischer Vorkommen auch außerhalb der Drei=Meilen=Zone möglich gemacht, sind Ansätze vorhanden, ein „internationales maritimes Montanrecht" zu begründen, das allerdings mit den Sonderinteressen der Uferstaaten, z. B. der Truman=Doktrin von 1945 über das sog. „Continental=Schelf" kollidiert. Denken wir weiter an das im Werden begriffene Weltraumrecht mit den

Problemen, wie weit sich die staatliche Hoheit in den Luftraum erstreckt und der Frage der Okkupation des Mondes durch einen einzelnen Staat. Erinnern wir uns auch, welche Möglichkeiten eines Einbruchs in den persönlichen Bereich des Einzelnen Abhörvorrichtungen, Tonband und Fernkamera geschaffen haben und wie jetzt die Rechtsprechung und der Gesetzgeber sich des Schutzes des Persönlichkeitsrechts annehmen müssen.— Auf dem Gebiet des Gewässerschutzes hinkt die Durchführung der Schutzaufgabe noch weit hinter der zivilisatorischen und industriellen Entwicklung nach. Weder bei der Errichtung neuer Wohnzentren noch mancher Industrieanlagen wurden bei der Standortwahl die Wasserprobleme (Deckung des Wasserbedarfs) hinreichend berücksichtigt, die Ableitung der Abwässer noch weniger. — Auch bei der Entwicklung von Produktionsverfahren — keineswegs allein bei den Detergentien — werden die Auswirkungen auf die Wasserreinhaltung oft überhaupt nicht überlegt. Die leider öfter vertretene Auffassung „erst produzieren und dann sanieren" zeigt jetzt zum Teil unerträgliche Folgen.

Das alles hatte sich der Atomgesetzgeber vor Augen zu halten, ehe er an die Arbeit ging. Er hatte dabei die seltene Möglichkeit, mit der atomaren Entwicklung Schritt zu halten, und hat von ihr Gebrauch gemacht. Es ist der Wille des Gesetzgebers, daß bei dem Aufbau einer Atomwirtschaft die Fehler und Säumnisse der Vergangenheit in anderen technischen Bereichen — soweit es unsere jetzigen Erkenntnisse gestatten — nicht wiederholt werden. Gerade weil wir eine freie Atomwirtschaft, die der Privatwirtschaft neue Betätigungsmöglichkeiten erschließt, erstreben, hat der Gesetzgeber als Gegenstück dazu eine vorbeugende Rechtsordnung geschaffen, die in erster Linie negative Erscheinungen wie die Strahlengefahr für die Beschäftigten und die Bevölkerung von vornherein bannen will, notfalls aber für einen gerechten Schadensausgleich Vorsorge trifft. Dabei hat sich der deutsche Gesetzgeber bemüht, das Grundsätzliche festzulegen, nicht aber Einzelfälle zu regeln. Nun einen kurzen Überblick über das Geschaffene: Am 1. Januar dieses Jahres sind in der Bundesrepublik zwei Gesetze in Kraft getreten:

a) Das Gesetz zur Ergänzung des Grundgesetzes,
b) das Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren.

Die Verfassungsergänzung brachte dem Bund zwei neue Kompetenzen:

a) die konkurrierende Gesetzgebung für das Atomenergierecht (Art. 74 Ziff. 11 a),
b) eine Bundesauftragsverwaltung der Länder in Atomangelegenheiten (Art. 87 c).

Die Länder führen die Atomverwaltung (Strahlenschutzverwaltung) im Auftrage des Bundes aus. Der Bund kann dabei allgemeine Richtlinien und Einzelweisungen geben. Das Gesetzgebungsrecht des Bundes erstreckt sich nunmehr auf

a) die Erzeugung und Nutzung der Kernenergie zu friedlichen Zwecken,

b) die Errichtung und den Betrieb von Atomanlagen,
c) den Schutz gegen Gefahren, die bei Freiwerden von Kernenergie oder durch ionisierende Strahlen entstehen,
d) die Beseitigung radioaktiver Stoffe.

Der Begriff „ionisierende Strahlen" geht dabei weit über den atomrechtlichen Bereich hinaus und umfaßt z. B. auch das gesamte Röntgengebiet von der Herstellung der Apparate bis zum Schutz der Beschäftigten und der Verwendung von Röntgenstrahlen im medizinischen Bereich. Auf dieser Verfassungsergänzung bauen auf:

1. Das Deutsche Atomgesetz selbst,
2. Rechtsverordnungen auf Grund der im Atomgesetz enthaltenen Ermächtigungen (insbes. §§ 11 und 12).

Das Atomgesetz selbst trifft nur die Regelungen, von denen anzunehmen ist, daß sie nicht in kurzer Zeit schon geändert werden müssen; das sind im wesentlichen

Begriffsbestimmungen,
Überwachungsvorschriften,
Haftungs- und Strafvorschriften und
Übergangsbestimmungen, die stufenweise das bisherige Besatzungs- und Landesrecht aufheben.

Die Ermächtigungsvorschriften (zum Erlaß von Rechtsverordnungen) berücksichtigen die Tatsache der stürmischen Entwicklung von Wissenschaft und Technik. Deswegen ist auf vielen Teilgebieten des Atomrechts flexibles Recht notwendig, das sich rasch neuen Erkenntnissen anpassen kann. Die Atomrechts-Verordnungen teilen sich wieder in 1. Vorschriften, die vorwiegend neues materielles Atomrecht schaffen, und 2. solche Vorschriften, die dem Verwaltungsvollzug dienen. Zum Bereich der Rechtsverordnungen, die im wesentlichen materielles Atomrecht schaffen, gehört vor allem der Strahlenschutz für die Allgemeinheit und der Strahlenschutz für die Beschäftigten. An Rechtsverordnungen mit im wesentlichen materiellem Atomrecht sind zunächst vorgesehen:

1. Die Erste Strahlenschutzverordnung, die am 1. September dieses Jahres in Kraft getreten ist und den Umgang mit radioaktiven Stoffen regelt,
2. eine Verordnung über den Umgang mit radioaktiven Stoffen in Schulen,
3. eine Verordnung über Strahlenschutz bei Teilchenbeschleunigern,
4. eine Bergbauverordnung über Aufsuchung, Gewinnung und Aufbereitung radioaktiver Mineralien (insbesondere Uran und Thorium),
5. eine Verordnung über Röntgengeräte in medizinischen und nichtmedizinischen Betrieben,
6. eine Verordnung über Verwendung ionisierender Strahlen im ärztlichen Bereich.

Die Schwierigkeit für den Gesetzgeber liegt darin, physikalisch-technische Erkenntnisse in juristische Tatbestände zu formen.

An Verordnungen, die den Verwaltungsvollzug der Atomgesetzgebung regeln, wurde bisher die sog. Atom-Anlagen-Verordnung erlassen, die das Genehmigungsverfahren für die Zulassung der Reaktoren regelt. Auch diese Vollzugsvorschriften dienen letztlich dem Strahlenschutz.

Bei dem Betrieb von Reaktoren und der Verwendung von Kernbrennstoffen waren zu berücksichtigen:

a) das Risiko der Kritikalität,
b) das „Security"-Risiko (Mißbrauch von Kernbrennstoffen),
c) die eigentlichen Strahlengefahren

und beim Umgang mit radioaktiven Stoffen und größeren Strahlenquellen insbesondere das Strahlenrisiko. Im wesentlichen bestanden vier Möglichkeiten für den Gesetzgeber:

1. Eine allgemeine Verbotsgesetzgebung; damit wäre eine friedliche Nutzung der Kernenergie unmöglich,
2. eine Verbotsgesetzgebung mit der Möglichkeit des Dispenses im Einzelfall; die Zulassung von Reaktorunternehmen und des Umganges mit radioaktiven Stoffen wäre damit in das freie Ermessen des Staates gestellt gewesen, ohne daß der einzelne, auch wenn er alle Sicherheiten gegen mögliche Gefahrenquellen nachgewiesen hätte, einen Rechtsanspruch auf die Betätigung gehabt hätte. Diese Lösung kam nicht in Frage.
3. Freistellung der Betätigung der einzelnen mit einer gleichzeitigen Ermächtigung an die Behörden, im Falle des Mißbrauches einzuschreiten. Hier wäre nach unserer Auffassung der Schutz der Allgemeinheit und der Schutz der Beschäftigten nicht straff genug durchzuführen.

Für uns kam daher nur eine 4. Lösung in Frage, nämlich ein präventives Betätigungsverbot mit Erlaubnisvorbehalt, bis der Staatsbürger gesetzlich festgelegte Genehmigungsvoraussetzungen erfüllt hat. Er hat dann einen Rechtsanspruch auf die Genehmigung. Diese Lösung wurde verbunden mit der Möglichkeit, gewisse Tätigkeiten durch gesetzliche Gebote und Verbote mit besonderen Regeln auszustatten, z. B. die Beachtung bestimmter Höchstdosen bei Strahlen.

Unsere erste Strahlenschutzverordnung macht — wie das Atomgesetz beim Umgang mit Kernbrennstoffen — den Umgang, die Beförderung, die Einfuhr und Ausfuhr radioaktiver Stoffe von einer Genehmigung abhängig. Das bedeutet, daß diese Tätigkeiten solange verboten sind, bis die zuständige staatliche Behörde eine Genehmigung erteilt hat. Die Genehmigung wird nur erteilt, wenn genau festgelegte persönliche und sachliche Voraussetzungen erfüllt sind. Bei Erfüllung dieser Voraussetzungen besteht — worauf ich schon hinwies — ein Rechtsanspruch auf die Genehmigung. Die Genehmigungspflicht erstreckt sich auf alle Verwender radioaktiver Stoffe, gleichgültig, ob sie im gewerblichen Bereich, bei der Forschung oder in der Technik tätig sind. Ähnlich wie die Euratom-Grundnormen enthält unsere Strahlen-

schutzverordnung auch Vorschriften über Schutzmaßnahmen, die bei dem Umgang mit radioaktiven Stoffen und Kernbrennstoffen zur Vermeidung von Strahlenschäden zu beachten sind. Übereinstimmung mit den Euratom-Grundnormen besteht über die höchstzulässigen Dosen für beruflich strahlenexponierte Personen und besondere Bevölkerungsgruppen, über die höchstzulässigen Konzentrationen, über die Grundsätze für die physikalische Strahlenschutzkontrolle und die ärztliche Kontrolle der Arbeitskräfte.

Kritiker bemängeln, daß die umfassenden Schutzmaßnahmen nicht ausreichend die in der Praxis bestehenden großen Gefahrenunterschiede aller Arten von Atomanlagen und Strahlenbetrieben berücksichtigen. Demgegenüber geht unsere Gesetzgebung von dem Grundsatz aus, daß die wissenschaftlichen Erkenntnisse über die mögliche Schädigung des Menschen bei Aufnahme radioaktiver Stoffe in den Körper über Luft und Trinkwasser heute noch zu unsicher sind und es nicht erlauben, die Ableitung radioaktiver Stoffe in die Umwelt solange als unschädlich zu betrachten, als ihre Schädlichkeit nicht nachgewiesen ist. Es kann nach dem Schutzgedanken der Atomgesetzgebung nur die Ableitung solcher Konzentrationen zugelassen werden, deren Ungefährlichkeit auf Grund einwandfrei erprobter wissenschaftlicher Erkenntnisse feststeht. Dasselbe gilt auch bei der Regelung anderer Probleme, z. B. Messung der Personendosis, Feststellung radioaktiver Verunreinigung, Beseitigung radioaktiver Abfälle usw.

Zu den Strahlenschutzvorschriften im weiteren Sinne muß auch das Haftungsrecht — bei uns in dem Bundesatomgesetz geregelt — gerechnet werden. Strenge Haftungsvorschriften fördern eine sorgfältige Beachtung der Strahlenschutzvorschriften. Ich kann hier nur andeuten, daß wir eine unterschiedliche Haftung haben

a) für den Betrieb von Reaktorunternehmen,
b) für den Umgang mit radioaktiven Stoffen,
c) für den Umgang mit Röntgenstrahlen, Teilchenbeschleunigern und ähnlichen Apparaten.

1. Für den Inhaber von Reaktor-Anlagen besteht neben der generellen Verschuldenshaftung eine Gefährdungshaftung bis zur Grenze

a) der wirtschaftlichen Zumutbarkeit und
b) der privaten Versicherungsmöglichkeit.

Es folgt eine anschließende Staatshaftung durch eine sog. Freistellungsverpflichtung des Bundes gegenüber dem Haftenden bis zur Grenze von DM 500 Millionen insgesamt.

Diese Regelung ähnelt also dem amerikanischen Anderson-Price-Act und wird sich in die OEEC-Konvention und die beabsichtigte Zusatz-Konvention von Euratom leicht einfügen lassen.

2. Für den Umgang mit radioaktiven Stoffen haben wir — über die OEEC-Konvention hinausgehend — ebenfalls eine Gefährdungshaftung, aber mit der

Möglichkeit des Entlastungsbeweises (Exkulpationsbeweises) eingeführt. Eine anschließende Staatshaftung erschien hier nicht notwendig.

3. Für den Umgang mit Röntgenstrahlen, Teilchenbeschleunigern und ähnlichen Apparaten haben wir es bei der allgemeinen Verschuldens-Haftung belassen. Diese Apparate sind nicht in langem stationärem Gebrauch, sondern es besteht nur ein kurzfristiger Impulsbetrieb. Sie können auch nicht ohne Verschulden außer Kontrolle geraten. Die Haftungsbestimmungen des allgemeinen Zivilrechts hielten wir daher für ausreichend.

Ich sprach über unser erstes deutsches Atomrecht und seinen Charakter als vorbeugende Schutzgesetzgebung. Die deutsche Gesetzgebung ist dabei nur ein Baustein für die sich anbahnende internationale atomare Rechtsordnung, deren Notwendigkeit sich schon daraus ergibt, daß Strahlen nicht an den Grenzen Halt machen. Mit Befriedigung können wir feststellen, daß hier über die Grundnormen von Euratom über den Strahlenschutz, die auch der OEEC als Vorbild dienen, über die Haftungskonvention der OEEC-Staaten (die einige Mitglieder, darunter die Bundesrepublik, schon unterzeichnet haben), mit den Zusatzvereinbarungen von Euratom über die internationalen Verhandlungen über die Regelung der Schiffahrt mit Kernantrieb und den Transport radioaktiver Stoffe schon erfreuliche Ansätze vorhanden sind. Daß die Bundesrepublik nach dem Urteil kompetenter Ausländer mit ihrem Atomrecht in der Rechtsentwicklung z. Z. mit am weitesten fortgeschritten ist, darf vielleicht am Schluß mit erwähnt werden.

Über die deutsche Beteiligung an internationalen Projekten

Von Dr. W. Schnurr, Karlsruhe

Die Aufwendungen für die Lösung von Forschungsaufgaben werden dann besonders hoch, wenn die zu studierenden Objekte nicht oder nur unvollkommen direkt mit unseren Sinnen erfaßt werden können, insbesondere wenn sie extrem groß oder extrem klein sind. Zum Studium der Atomkerne und ihrer Reaktionen brauchen wir z. B. Reaktoren und Beschleuniger, deren Kosten in DM ausgedrückt die 10-, ja die 100-Millionen-Grenze überschreiten. Das sind Summen, welche die Möglichkeiten kleinerer Länder übersteigen. Aber auch bei großen Staaten ist die Beschaffung derartiger Mittel ein Problem, da über die Erfolgsaussichten des einzelnen Vorhabens, über seinen praktischen Nutzen, sehr oft keine Voraussagen gemacht werden können. Sowohl die absolute *Höhe der aufzuwendenden Mittel* als auch *das Riskio,* das in dem Einsatz dieser Mittel für ein nicht mit Sicherheit rentables Unternehmen liegt, haben die Staaten dazu geführt, sich Partner zu suchen, die an den Ausgaben und an dem Risiko teilnehmen.

Ähnlich extrem wie die finanziellen Aufwendungen sind bei der Bearbeitung von Fragen der Kernenergie die *Ansprüche hinsichtlich des Forschungspersonals.* Wenn heute bereits Forschungen konventioneller Art großenteils nicht mehr von Einzelpersonen, sondern von Arbeitsteams in Angriff genommen werden, so ist die Teamarbeit bei kernphysikalischen Arbeiten im allgemeinen geradezu selbstverständlich. Für Arbeiten, die die Benutzung von Reaktoren und Beschleunigern einschließen, werden sogar viele Arbeitsteams zur Lösung angesetzt werden müssen. Angesichts der Ansprüche an die Zahl der erforderlichen Arbeitskräfte, insbesondere aber auch an ihre Vorbildung und Spezialisierung sind kleinere Staaten häufig gar nicht in der Lage, kompliziertere Probleme auf nationaler Basis in Angriff zu nehmen. So führen auch die hohen Ansprüche an die Forschungskapazität bei Arbeiten auf dem Kernenergiegebiet die Staaten zwangsläufig zu einem Zusammenschluß mit anderen Partnern, zu einer internationalen Zusammenarbeit in gemeinsamen Anlagen.

Schließlich wirken auch politische Erwägungen in der gleichen Richtung wie die bisher dargelegten Motive. Politiker erkannten, daß die neu aufkommende Wissenschaft und Technik eine Gelegenheit zu einer gemeinsamen Anstrengung und damit zum Näherkommen verschiedener Staaten bieten würden. Die Gründung von Euratom ist ja ein Beispiel dafür, wie konstruktiv sich die Hoffnung, auf dem Wege über eine gemeinsame Bearbeitung eines wissen-

schaftlich=technischen Gebietes zu einer möglichst weitgehenden Integration zu gelangen, ausgewirkt hat.

Das Zusammenwirken all dieser Komponenten hat nun dazu geführt, daß in Europa zahlreiche gemeinsame Unternehmungen auf dem Kernenergiegebiet ins Auge gefaßt, geplant und zum Teil schon in die Wege geleitet worden sind, an denen die Bundesrepublik beteiligt ist.

Bevor ich an einigen charakteristischen Beispielen die Entwicklung dieser Unternehmungen und den bis heute erzielten Stand kennzeichne, möchte ich einen Überblick über die Gremien geben, in deren Rahmen die Bundesrepublik einen großen Teil ihrer internationalen Beziehungen auf dem Kern=energiegebiet pflegt. Das Schaubild gibt einen Überblick über die fünf wich=

EURATOM

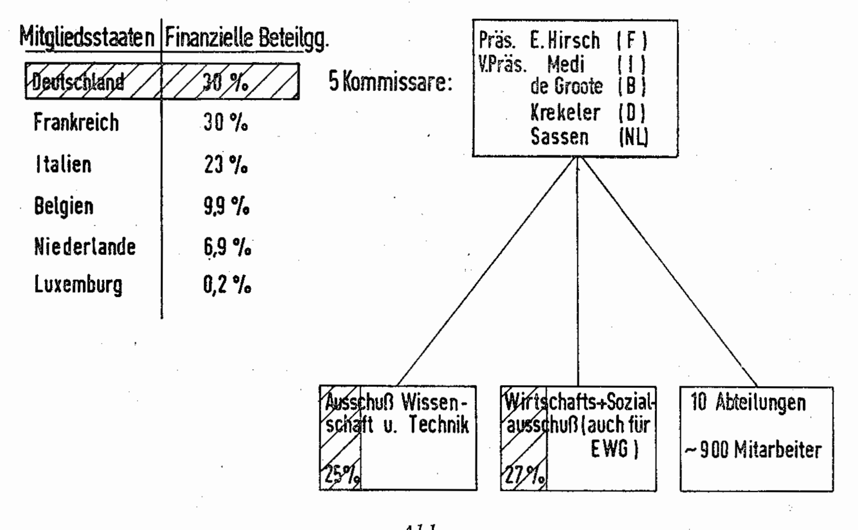
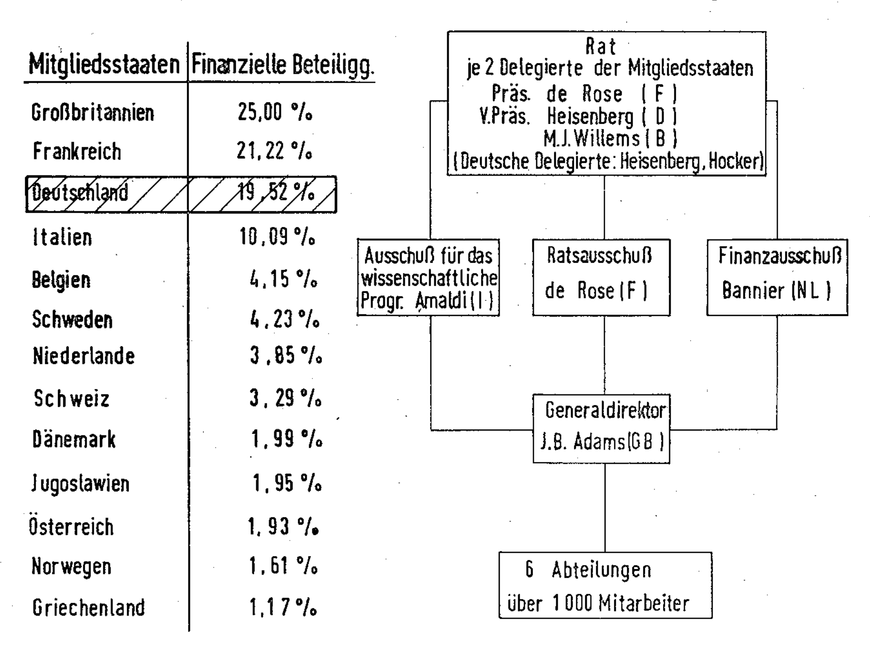


Abb. 1

tigsten Organisationen. Dabei kann man vielleicht sagen, daß die beiden Erstgenannten sich vorwiegend mit *Grundlagenforschung und Erfahrungs= und Gedankenaustausch* befassen, während EURATOM, ENEA und die Inter=nationale Atomenergieorganisation ganz allgemein die *Förderung der fried=lichen Anwendung der Kernenergie und den Schutz vor ihren Gefahren* auf ihre Fahne geschrieben haben. Etwas mehr Einzelheiten geben nun die fol=genden Bilder.

Die *Europäische Atomenergiegesellschaft* (E=A=E=S) stellt auf technisch=wis=

senschaftlicher Ebene einen Zusammenschluß der in der linken Kolonne des Bildes angegebenen 13 europäischen Länder zum Zwecke eines möglichst zwanglosen Gedankenaustausches dar. Präsident der Gesellschaft, die übrigens keinen eigenen Finanzhaushalt hat, ist der Schwede Brynielsson, exekutiver Vizepräsident Prof. Ippolito, Italien, weiterer Vizepräsident Prof. Otero, Spa= nien. Organe der Gesellschaft sind das Council und die Working Group. Die



Mitgliedsstaaten	Finanzielle Beteiligg.
Großbritannien	25,00 %
Frankreich	21,22 %
Deutschland	19,52 %
Italien	10,09 %
Belgien	4,15 %
Schweden	4,23 %
Niederlande	3,85 %
Schweiz	3,29 %
Dänemark	1,99 %
Jugoslawien	1,95 %
Österreich	1,93 %
Norwegen	1,61 %
Griechenland	1,17 %

Abb. 2

Bundesrepublik wird im Council durch Herrn Minister Prof. Dr. Balke ver= treten, nachdem vorher jahrelang Herr Prof. Heisenberg das Amt innehatte. In die Working Group entsenden die Mitgliedsländer von Fall zu Fall maß= gebliche Experten. Die Vertretung der Bundesrepublik hat hier seit geraumer Zeit im wesentlichen Herr Prof. Wirtz, zeitweilig auch Herr Ministerialrat Dr. Pretsch übernommen. Die Europäische Atomenergie=Gesellschaft veran= staltet u. a. auf Vorschlag der Working Group nach Genehmigung durch das Council Symposien über besonders aktuelle Themen der Kerntechnik, die sich größter internationaler Beachtung erfreuen. In diesen Tagen finden Sit= zungen des Councils und der Working Group auf Mallorca, anläßlich eines

Symposiums über Schwerwasser-Leistungsreaktoren, statt, wobei wiederum die Bundesrepublik durch Herrn Minister Prof. Balke im Council und Herrn Prof. Wirtz in der Working Group vertreten wird.

Die Bundesrepublik hat die Mitwirkung in der Europäischen Atomenergie-Gesellschaft stets als sehr vorteilhaft empfunden, da u. a. über viele fachliche Fragen ein inoffizieller Gedankenaustausch auf sehr hoher Ebene möglich ist, — sind doch, um nur einige Beispiele zu nennen, im Council England durch Sir John Cockcroft, Frankreich durch Prof. Perrin, Italien durch Prof. Amaldi usw. vertreten.

Die *Europäische Organisation für Kernforschung*, für die sich die Abkürzung CERN eingebürgert hat, befaßt sich mit der Grundlagenforschung, insbesondere auf dem Gebiet der Hochenergiephysik und betreibt zur Lösung dieser

Beteiligung der Bundesrepublik Deutschland an internationalen Zusammenschlüssen

für Forschung und Entwicklung auf dem Gebiet der Kernenergie

EAES	CERN	EURATOM	ENEA	IAEA
Europ. Atomenerg. Gesellschaft	Europ. Organisat. Kernforschung	Europ. Atom-Gemeinschaft	Europ. Kernenerg. Agentur der OEEC	Internat. Atomenergie-Organisation
Erfahrungs- und Gedankenaustausch	Grundlagenforschg. Hochenergiephysik	Förderung der friedlichen Anwendung der Kernenergie Schutz vor ihren Gefahren		

Abb. 3

Probleme das bekannte Forschungszentrum in Meyrin bei Genf. Diese Anlagen erfordern zu ihrem Aufbau und Betrieb riesige Mittel. Sie können für die ersten sechs Jahre auf ca. DM 300 Millionen beziffert werden. Die Bundesrepublik ist an der Finanzierung dieser Organisation mit rund 20 % stark beteiligt. Aus dem rechts ersichtlichen Organisationsplan möchte ich nur erwähnen, daß die Bundesrepublik in Herrn Prof. Heisenberg den Vizepräsidenten des Rates stellt, dem auch Herr Ministerialdirigent Dr. Hocker als Delegierter angehört. Die Gesellschaft hat insgesamt etwa 1 000 Mitarbeiter.

Ich komme nun zu den drei Organisationen, in deren Rahmen sich die gemeinsamen Unternehmungen zum Studium der friedlichen Anwendung der Kernenergie abspielen bzw. abspielen werden. Da ist zunächst EURATOM

EURATOM

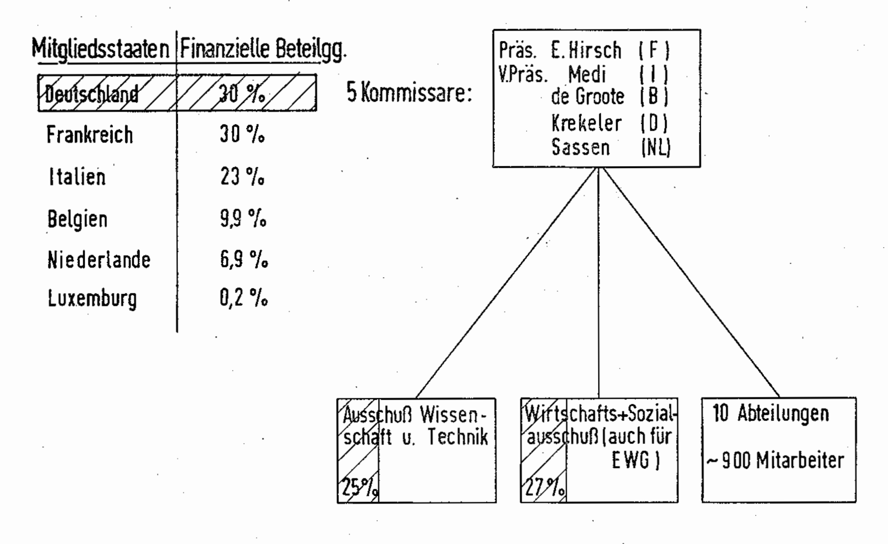


Abb. 4

zu nennen, der Zusammenschluß der sechs in der Tabelle angeführten Staaten. An dem riesigen, etwa 900 Mill. DM umfassenden Budget für die ersten fünf Jahre ist die Bundesrepublik ebenso wie Frankreich mit etwa 30 % beteiligt. Die Gemeinschaft wird geleitet von fünf europäischen Kommissaren, die von den Mitgliedstaaten, mit Ausnahme von Luxemburg, entsandt wurden und unter denen sich der frühere Botschafter der Bundesrepublik in den Vereinigten Staaten, Herr Dr. Krekeler, befindet. Die Kommissare werden beraten durch den aus 20, für fünf Jahre gewählten Mitgliedern bestehenden Ausschuß für Wissenschaft und Technik, in dem die Bundesrepublik durch die Herren Prof. Haxel, Prof. Holthusen, Generaldirektor Dr. Reuter, Dr. Schnurr und Prof. Winnacker vertreten ist. Ihre vielseitigen Aufgaben bearbeitet die Europäische Gemeinschaft in zehn Abteilungen mit zurzeit etwa rund 900 Mitarbeitern. Hinsichtlich der personellen Besetzung wird von EURATOM angestrebt, etwa 25 % der Stellen der Zahl und der Bedeutung nach durch Mitarbeiter aus der Bundesrepublik zu besetzen.

Eine noch größere Zahl an Mitgliedstaaten als bei EURATOM ist in der Europäischen Kernenergie-Agentur der OEEC zusammengeschlossen, wie Ihnen das nächste Schaubild zeigt. Aus der Liste über die finanzielle Beteiligung können Sie ersehen, daß die Bundesrepublik mit rund 19 % hinter Großbritannien, vor Frankreich an zweiter Stelle steht. Die Europäische Kern-

energie-Agentur der OEEC arbeitet mit einem Minimum an Aufwand. Die wichtigsten Organe sind der Direktionsausschuß für Kernenergie mit Prof. Nicolaidis, Griechenland, als Präsident und dem deutschen Delegierten, Herrn Staatssekretär Dr. Cartellieri, und das sogenannte Sekretariat unter der Direktion von Herrn Huet, Frankreich. Es sind zehn Arbeitsgruppen mit insgesamt 45 Mitarbeitern gebildet worden.

Schließlich ist dann noch die hinsichtlich der Zahl der beteiligten Staaten größte und umfassendste Organisation zu behandeln, die Internationale Atomenergie Agency in Wien. Diese Organisation, deren Gründung auf Anregungen zurückgeht, die Herr Präsident Eisenhower 1953 den Vereinten

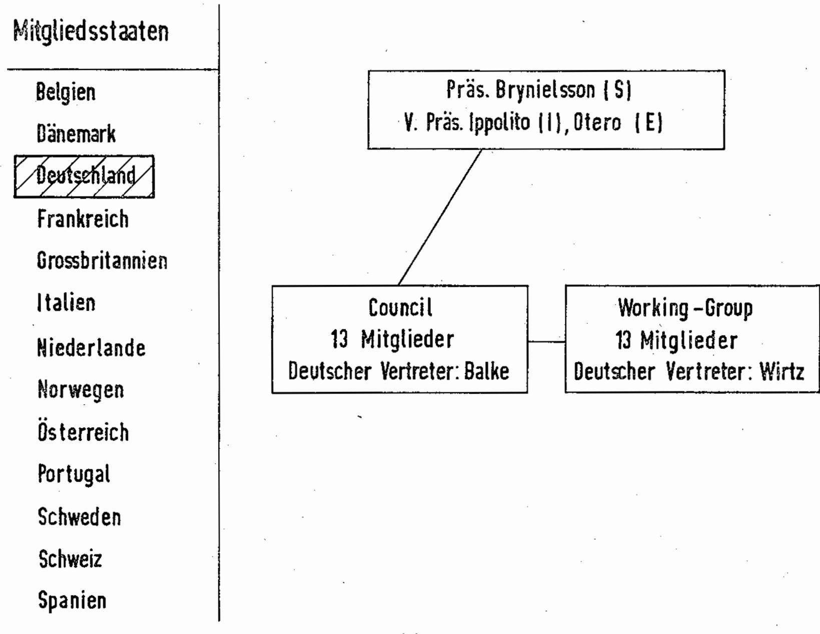


Abb. 5

Nationen gab und die sich zum Ziel gesetzt hat, als weltweite Organisation zu wirken, umfaßt heute 75 Staaten sowohl der westlichen als auch der östlichen Welt. Wie Sie aus der Tabelle über finanzielle Beteiligung ersehen können, haben die Vereinigten Staaten mit 32,5 % den Hauptanteil übernommen. Nach den UdSSR, Großbritannien und Frankreich folgt die Bundesrepublik mit einer etwa 5 %igen Beteiligung.

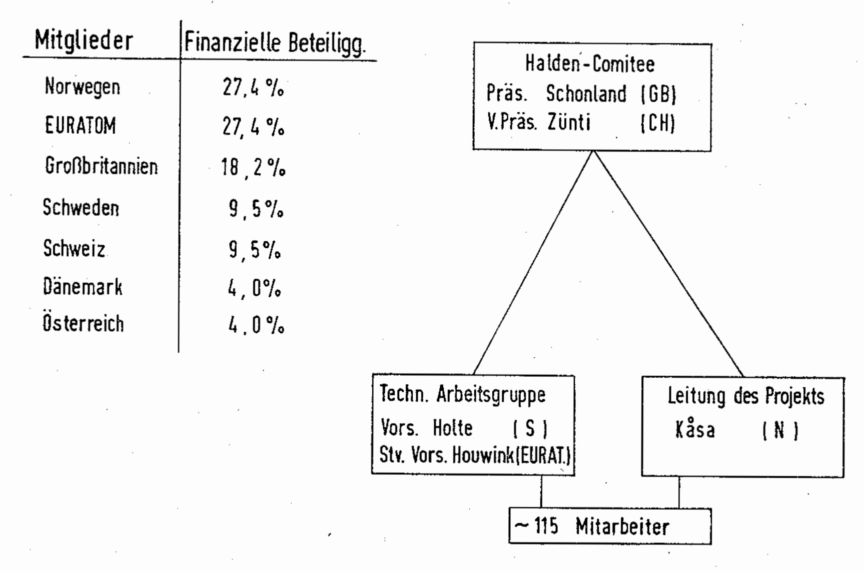


Abb. 6

Die wichtigsten Organe sind die im allgemeinen einmal jährlich tagende Generalkonferenz, in die alle Mitgliedstaaten je einen Delegierten entsenden und der nach Bedarf zu mehreren Sitzungsperioden jährlich zusammentretende *Gouverneursrat*, unter dessen 23 Mitglieder vor etwa einem Monat Herr Ministerialdirigent Dr. Schulte=Meermann aus dem Atomministerium auf=genommen wurde. Die laufenden Geschäfte führt die Generaldirektion unter Herrn Sterling Cole aus den USA mit fünf Hauptabteilungen und 19 Ab=teilungen mit insgesamt etwa 700 Mitarbeitern.

Nach diesem Überblick über die wichtigsten internationalen Organisationen auf dem Kernenergiegebiet, an denen die Bundesrepublik beteiligt ist, möchte ich auf einige wichtige Projekte im einzelnen eingehen, die in diesem Rahmen verwirklicht werden.

Ich zeige Ihnen noch einmal das Schaubild all dieser Organisationen, denen jetzt die Einzelvorhaben zugeordnet sind, über die ich Näheres ausführen will.

Es sollte erkennbar sein, daß das Projekt *Eurochemic* (im Bilde rechts unten), die Gründung einer Aktiengesellschaft mit 21,5 Millionen Zahlungseinheiten = 90 Millionen DM Kapital, vollständig von der ENEA, der Kernenergie=Agentur der OEEC betrieben worden ist. Das *150=Millionen=DM=Projekt*

Europäische Kernenergie-Agentur (ENEA)

Mitgliedsstaaten	Finanz. Beteiligg.
Großbritannien	23,5 %
~~Deutschland~~	~~19,0 %~~
Frankreich	17,2 %
Italien	10,1 %
Niederlande	6,6 %
Griechenland	5,0 %
Belgien }	4,8 %
Luxemburg }	
Österreich	4,2 %
Norwegen	2,3 %
Dänemark	2,2 %
Türkei	1,5 %
Schweden	1,2 %
Irland	1,2 %
Portugal	1,0 %
Island	0,2 %
Schweiz	
Spanien	

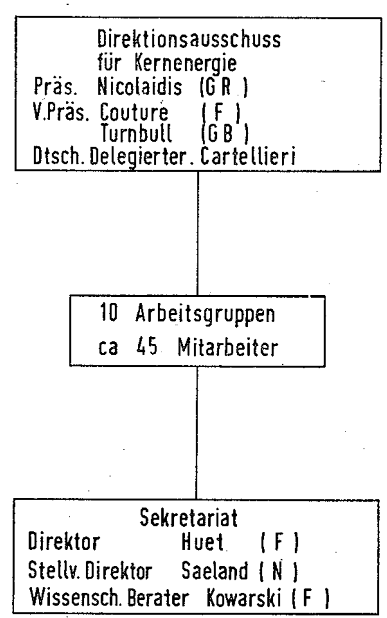


Abb. 7

Dragon und *das* 1/10 *so teure Haldenprojekt* wurden ebenfalls von der Kern=energie=Agentur organisiert, doch nimmt an ihnen EURATOM als Ganzes einen starken Anteil. Das vierte Projekt, über das ich dann noch einige Worte sagen möchte, ist dagegen eine ausschließliche Euratom=Angelegenheit. Es handelt sich um das eine Erstinvestition von 60 Mill. DM erfordernde Euro=päische Institut für Transurane, das Euratom auf dem Boden des Kernfor=schungszentrums Karlsruhe zu errichten beabsichtigt, nachdem die Bundes=republik die 20 Mill. DM, die ursprünglich für ein nationales Institut vorge=sehen waren, diesem Unternehmen als Sonderunterstützung zuzuführen zu=gesagt hat. Lediglich in der Tabelle hingewiesen sei auf die Beschleuniger=anlage von CERN, da die in Meyrin betriebene Grundlagenforschung noch reine Wissenschaft ist, wenn sie auch, wie ja Herr Professor Haxel ausführte, eines Tages vielleicht sehr aktuelle Bedeutung auch für die Kernenergie=gewinnung erhalten könnte. Ich komme nun zur Besprechung der genannten Projekte.

Die Gesellschaft Eurochemic ging aus Überlegungen hervor, die im Jahre 1956

von einer Studiengruppe der OEEC bezüglich einer gemeinsamen Aufarbeitungsanlage für bestrahlte Kernbrennstoffe begonnen worden waren. In klarer Erkenntnis der Tatsache, daß eine einigermaßen wirtschaftliche Aufarbeitung nur bei einem Durchsatz durchgeführt werden kann, der den Anfall an Kernbrennstoffen in den einzelnen Ländern um ein vielfaches übersteigt und in der Erkenntnis, daß aus Gründen des Strahlenschutzes selbst Pilotanlagen ungemein kostspielig sind, kam die Studiengruppe zu dem Schluß, daß hier die gemeinsame Errichtung einer Reprocessinganlage ein Gebot der

Internationale Atomenergie Agency (Wien)
IAEA

Mitgliedsstaaten	Finanzielle Beteilgg.
USA	32,51 %
UdSSR	12,64 %
Großbritannien	7,22 %
Frankreich	5,94 %
Deutschland	4,95 %
und 70 weitere Staaten	36,74 %

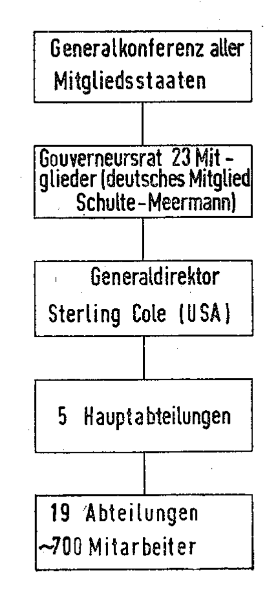


Abb. 8

Stunde wäre. In Aussicht genommen wurde der Bau einer Anlage, die hinsichtlich ihrer Flexibilität den Charakter einer Pilotanlage haben sollte, andererseits groß genug wäre, um den teilnehmenden Staaten eine Aufarbeitung der bei ihnen anfallenden Kernbrennstoffe in Aussicht stellen zu können. Wie richtig die Verhältnisse eingeschätzt wurden, bewies die Tatsache, daß bereits Ende 1957 12 Länder, unter ihnen die Bundesrepublik, eine Konvention über die Gründung der Gesellschaft Eurochemic unterzeichneten. Nachdem 1958 noch Spanien sich anschloß, sind es nun die dreizehn in der Liste verzeichneten Staaten, die sich nach dem in der rechten Spalte angegebenen

Schlüssel in die 21,5 Millionen E.Z.U. = 90 Mill. DM Aktien teilen. Eurochemic hat nämlich in der Tat die Form einer Aktiengesellschaft, und dem entspricht natürlich die Organisation. Es gibt eine *Generalversammlung* sowie einen *Verwaltungsrat*. In diesem sind als deutsche Mitglieder die Herren Ministerialrat Costa und Dr. Götte tätig. Zum Generaldirektor wurde Herr Ministerialrat Dr. Pohland gewählt, der sich neben Herrn Huet bei den recht schwierigen Verhandlungen große Verdienste erworben hat.

Die Ziele des Unternehmens bestehen darin,

1. Erfahrungen im Bau einer Reprocessinganlage zu erwerben,
2. Betriebserfahrungen hinsichtlich der ökonomischen Wiedergewinnung von Uran und Plutonium zu sammeln,
3. Personal auszubilden und
4. nuklearreine Spalt- und Brutstoffe zu gewinnen.

Dabei ist eine Verarbeitungsmöglichkeit von 350 kg aluminiumgecanntem Natururan oder von 200 kg Zirkalloy- oder edelstahlgecanntem keramischem

Europäische Gesellschaft für die chemische Aufbereitung bestrahlter Kernbrennstoffe (Eurochemic, Mol)

Mitglieder	Finanz. Beteilgg.
Deutschland	16.00%
Frankreich	16.00%
Italien	10.00%
Belgien	10.00%
Schweden	7.5 %
Spanien	7.0 %
Schweiz	7.0 %
Niederld.	7.0 %
Dänemark	5.1 %
Österreich	4.65%
Norwegen	4.65%
Türkei	3.70%
Portugal	1.40%

Generalversammlung

Verwaltungsrat
Vorsitzender: Svenke (S)
Stellv. " : Goldschmidt (F)
Dtsche. Mitglieder : Costa, Götte

Generaldirektor: Pohland (D)

Forschung
Fabrikation
Verwaltung

Abb. 9

Brennstoff bei einer Begrenzung auf 5 % Anreicherung und 10 000 Megawatt-Tage Bestrahlungsleistung je Tonne vorgesehen. Das benutzte Verfahren ist eine Variante des Pyrex-Prozesses, der ja bekanntlich in einer Extraktion des Urans und Plutoniums aus wäßriger Lösung mit Hilfe von Tributylphosphat besteht. Das Schaubild zeigt ein Modell der Gesamtanlage, mit deren Bau im Anschluß an das belgische Forschungszentrum Mol mit der Grundsteinlegung durch Prinz Albert von Belgien im Juli dieses Jahres begonnen wurde. Sie erkennen vielleicht links hinten im Bilde das Hauptgebäude, in dem die gesamte mechanische und chemische Behandlung der bestrahlten Kernbrennstoffe vorgenommen wird, an dessen Flanken die unterirdischen Vorratslager für radioaktive Abfälle liegen, rechts das Ventilatorenhaus mit Filtern und Abluftkamin und in der Mitte rechts das Versuchslaboratorium. Ist auch der Hauptkontrakt für die Projektbearbeitung an eine französische Firma gegangen, so werden doch Teilaufgaben an deutsche Firmen vergeben werden. Der Bau des Laboratoriums wird Ende des Jahres beginnen, der Bau der Fabrikanlage Mitte 1961. Im Jahre 1963 sollen Probeläufe durchgeführt werden, der Vollbetrieb soll 1964 aufgenommen werden.

Dragon-Projekt

Mitglieder	Finanz Beteilgg.
Grossbritannien	43.40%
EURATOM	43.40%
Schweden	4.40%
Schweiz	3.30%
Dänemark	2.00%
Österreich	1.85%
Norwegen	1.65%

Board of managment
Vorsitzender: Eklund (S)
Stellv. " : Penney (GB)
als EURATOM-Delegierter: Schnurr (D)

Allg. Ausschuss
Vorsitzender: Guéron (EURAT.)
Stellv. " : Higatsberger (Ö)
als Delegierter : Pretsch (D)

Leitung des Projektes
Rennie (GB)
(Winfrith Heath)

Abb. 10

Das zweite Gemeinschaftsunternehmen, das die rührige Kernenergie=Agentur der OEEC ins Leben zu rufen verstand, das sogenannte Haldenprojekt, hat den dreijährigen Betrieb eines von Norwegen geplanten und errichteten Reaktors zum Gegenstand.

Der in Halden südlich Oslo ganz in den Felsen hineingebaute Reaktor selbst ist ein Schwerwasser=moderierter und Schwerwasser=gekühlter Natururanreak=tor mit 5 Megawatt thermischer Leistung mit dem ersten aus Aluminium ge=cannten Natururanstäben bestehenden Core. Er ist, was besonders bemer=kenswert ist, ein Siedewasserreaktor. Mit einem zweiten Core aus zircalloy=gecannten Uranoxydelementen soll seine Leistung auf 20 Megawatt thermisch bei einer Erhöhung des Dampfdruckes von 5 Atmosphären auf 30 Atm. ge=bracht werden.

Da an diesem Prospekt, bei dem man sogar auf eine Umwandlung der Dampf=energie in elektrischen Strom verzichtet hat (der Dampf geht in eine Papier=fabrik), mit relativ geringem Finanzaufwand eine ganze Reihe von Studien durchgeführt werden kann, die für die Länder von besonderem Interesse sind, die mit Natururan auskommen wollen, fiel der 1957 von Norwegen an die OEEC herangetragene Vorschlag, den 1955 begonnenen Reaktor nach seiner Fertigstellung als Gemeinschaftsunternehmen zu betreiben, auf gün=stigen Boden. Die Tabelle zeigt Ihnen die Teilnehmenden und ihre finanziel=len Beiträge. Die Bundesrepublik ist am Haldenprojekt auf dem Umwege über EURATOM interessiert, daß mit 27 % den gleichen finanziellen Beitrag leistet wie Norwegen. Während das Haldencomitee den Engländer Schonland zum Präsidenten hat und der technischen Arbeitsgruppe der Schwede Holte vorsteht, liegt die Leitung des Projektes in den Händen des Norwegers Kosa. Insgesamt werden im Rahmen des Halden=Reaktorprojektes etwa 115 Mit=arbeiter beschäftigt. Es befindet sich z. Z. nur ein Deutscher darunter, was sehr bedauerlich ist. Erstens hat es nämlich an Aufforderungen, ja Bitten, Mitarbeiter zu entsenden, weder von seiten der Projektleitung noch von seiten EURATOMs gefehlt, und zweitens kann es doch gar nicht in Zweifel ge=zogen werden, daß deutsche Wissenschaftler und Techniker aus der Mitarbeit am Haldenprojekt als einem Natururan=Schwerwasserreaktor sehr viel Nütz=liches für die doch teilweise in gleicher Richtung verlaufende deutsche Ent=wicklung lernen könnten.

Ich komme nun zu einem Projekt der Kernenergie=Agentur der OEEC, das wirklich allerhöchstes Interesse beanspruchen kann, zum Dragon=Reaktor=projekt.

1956 in Harwell als rein englische Entwicklung konzipiert, wurde das Pro=jekt der Öffentlichkeit durch einen Vortrag von Shepherd und Mitarbeitern auf der zweiten Genfer Atomkonferenz 1958 bekannt. Da einerseits in Eng=land der Durchführung als rein englische Entwicklung Hindernisse entgegen=standen, andererseits bei der Kernenergie=Agentur u. a. nach der Zurück=stellung des zeitweilig als gemeinsames Projekt ins Auge gefaßten homogenen

Reaktors ein Bedürfnis nach einem attraktiven Projekt vorlag, bedeutete es eine glückliche Lösung für beide Seiten, daß England der Kernenergie-Agentur Informationen über den Hochtemperaturreaktor anbot und vorschlug, ihn als gemeinsames Projekt in Winfrith zu realisieren. Der Vorschlag fand allseits eine günstige Aufnahme. Dennoch war es erst im März 1959 möglich, das Abkommen zwischen den Teilnehmern, die Sie links im Schaubild genannt finden, zu unterzeichnen.

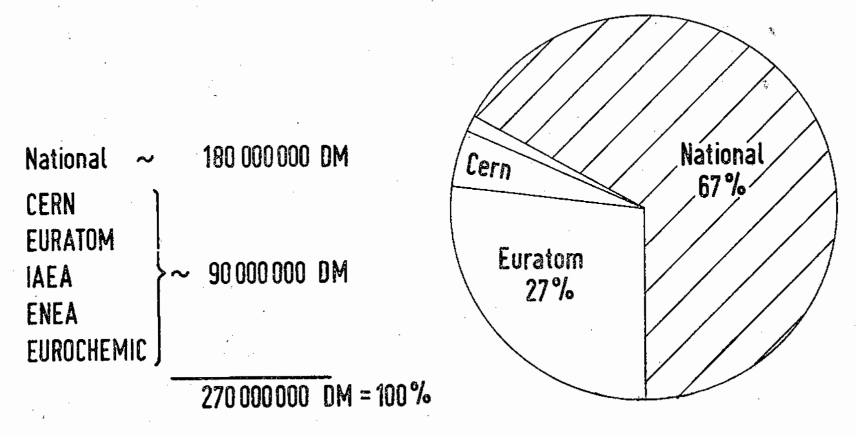


Abb. 11

Die Schwierigkeiten lagen vor allem auf finanziellem Gebiet. Im Gegensatz zum Haldenprojekt handelt es sich beim Dragonprojekt nicht um das Betreiben eines von dritter Seite erstellten Reaktors. Das Dragonprojekt umfaßt im Gegenteil die Entwicklung, die Konstruktion, Materialprüfung, Nullenergieexperiment und Bau und Betrieb des Reaktors, eines Reaktors, der wegen der Neuartigkeit nicht nur der Gesamtkonzeption, sondern auch vieler Einzelelemente ein besonders hohes Maß an Detailarbeit beansprucht. Da das Projekt über einen Zeitraum von fünf Jahren läuft, kann es nicht Wunder nehmen, daß die Kosten, obwohl nur ein Versuchsreaktor von 10, nach neuerer Planung von 20 Megawatt thermischer Leistung gebaut werden soll, sich auf ca. 150 Mill. DM belaufen. Diese Summe glaubten die Teilnehmer nicht aufbringen zu können, andererseits weigerten sich die für die technische Seite Verantwortlichen, unrealistische Zahlen zu nennen. Eine Lösung wurde

schließlich auf deutschen Vorschlag darin gefunden, daß von den geschätzten 13,6 Mill. Pfund zunächst einmal 3,6 Mill. von England übernommen werden, das dafür am Ende der fünf Jahre in den Besitz der in England errichteten Anlage kommt, daß von den restlichen 10 Mill. Pfund England und EURA=TOM je 43,3 % bezahlen und Schweden, Schweiz, Dänemark, Österreich und Norwegen den Rest übernehmen. Da die Kommissare von EURATOM die Verantwortung für die Hergabe von 4,3 Mill. Pfund aus dem Grunde nicht tragen wollten, weil sie befürchteten, vielleicht nicht mit ihrem Fünf=Jahres=budget von 900 Mill. DM auszukommen, erklärten sich die Bundesrepublik und Frankreich bereit, eine Sondergarantie von je rund 8 Mill. DM zu stellen, die sie dann an EURATOM zahlen, falls der 900 Millionenfonds tat=sächlich erschöpft wird. Die Bundesrepublik ist also finanziell am Dragon=reaktorprojekt beteiligt, einmal über seine Beteiligung an EURATOM und zum anderen durch eine Garantieleistung, die für das Zustandekommen des ab 1. April 1959 wirksamen Vertrages von ausschlaggebender Bedeutung war.

Hinsichtlich der Organisation sei bemerkt, daß die Teilnehmer im Hinblick auf die zeitliche Begrenzung auf fünf Jahre (im Gegensatz zu Eurochemic) darauf verzichteten, dem Unternehmen eine eigene Rechtspersönlichkeit zu geben. Alle Rechtshandlungen werden vielmehr für das Projekt von der Atomenergiebehörde des Vereinigten Königreiches vorgenommen.

Wichtige Entscheidungen wie

Festsetzung des Arbeitsprogramms,
Genehmigung des Haushaltes,
Fragen der Verwertung der Erkenntnisse
und so fort

werden vom Board of Management getroffen, zu dessen Präsidenten der Schwede Prof. Eklund gewählt wurde.

Beratend steht dem Board der Allgemeine Ausschuß unter dem Vorsitz von Herrn Guéron, dem Leiter der Abt. Forschung und Ausbildung bei EURA=TOM, zur Seite. In beiden Gremien entspricht das Stimmrecht der finanziellen Beteiligung, in beiden werden Entscheidungen mit Zweidrittel=Mehrheit ge=fällt.

Die Leitung des Projektes hat der Engländer Rennie. Unter seinen 188 Mit=arbeitern auf dem Gebiet von Forschung, Entwicklung, Bau und Verwaltung befinden sich nur fünf Deutsche, und diese noch dazu in meist untergeord=neter Stellung. Dabei bestand und besteht eine starke Bereitschaft, Deutsche in leitende Stellungen aufzunehmen. Alle Appelle des Bundesatomministe=riums und der Atomkommission an die einschlägige Industrie verliefen jedoch nahezu fruchtlos.

Diese schwache deutsche Beteiligung entspricht weder dem finanziellen Beitrag und noch viel weniger der Bedeutung, die dieses Projekt in technischer Hin=sicht besitzt.

In seiner heutigen Form, von der das Bild eine Vorstellung geben mag, ist der Dragonreaktor ein heliumgekühlter, grafitmoderierter Hochtemperaturreaktor, der eine Mischung aus Carbiden von angereichertem Uran und von Thorium als Brenn- und Brutstoff benutzt. Dieser zu Ringen gepreßte Brennstoff befindet sich in Hüllen aus impermeabel gemachtem Grafit, die zugleich als Canning und Moderator wirken. Von anderen in mancher Hinsicht ähnlichen Entwürfen unterscheidet sich das Dragonkonzept durch die Art der Entfernung gasförmiger Spaltprodukte. Diese werden durch einen schwachen Heliumteilstrom konzentriert abgeführt und nach Ablauf einer Verweilzeit durch Absorption an Kohle, die mit flüssigem Stickstoff gekühlt wird, aus dem Heliumgasstrom herausgenommen, der wieder in den Reaktor zurückgeführt wird.

Das unter 20 Atm. Druck stehende Helium tritt mit 350° in den Reaktor ein, es hat 750° beim Auslaß. Dieses Temperaturniveau sollte es ermöglichen, Dampf zu erzeugen, der den Ansprüchen höchstentwickelter Dampfturbinen genügt. Er sollte auch geeignet sein, in Gasturbinen zu gehen, ein Schritt, der dann schon außerhalb des OEEC-Dragonreaktorprojektes in seiner heutigen Form liegt.

Die mir zugebilligte Zeit erlaubt es nun nicht, noch auf ein Gemeinschaftsunternehmen näher einzugehen, das uns hier in Karlsruhe ganz besonders interessiert. Ich möchte aber wenigstens ein Foto des Modells zeigen. Es

Beteiligung der Bundesrepublik Deutschland an internationalen Zusammenschlüssen auf dem Gebiet der Kernenergie und die von diesen organisierten Einzelprojekte

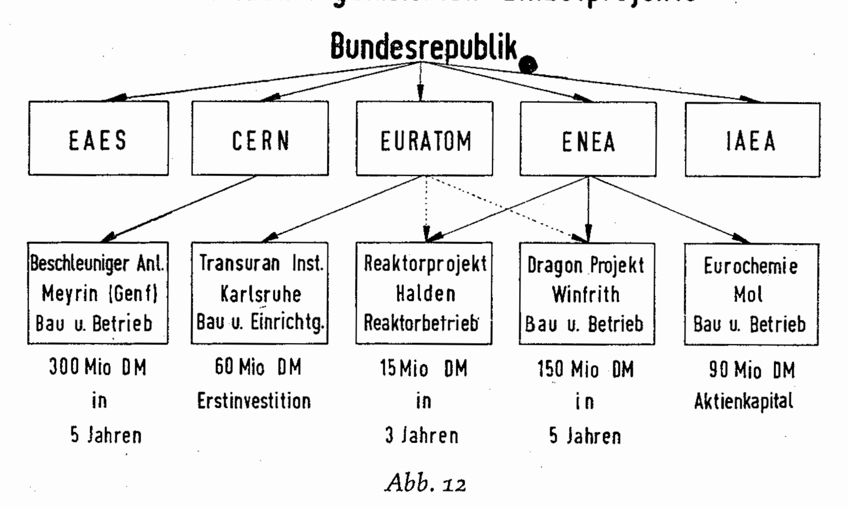


Abb. 12

handelt sich um das Europäische Transurane-Institut, das EURATOM auf Vorschlag der Bundesrepublik auf dem Gelände des Kernforschungszentrums mit einem Kostenaufwand von 50 bis 60 Mill. DM zu errichten beabsichtigt. Zweck dieses Instituts, das einen Komplex von Laboratorien mit ca. 100 000 m^3 umbauten Raum darstellt, ist vor allem die Bearbeitung von Fragen, die mit der Rückführung von Plutonium in den Brennstoffzyklus zusammenhängen.

Das Institut wird eine chemische, keramische, metallurgische und eine Technikums-Abteilung haben und im Prinzip von angeliefertem Plutonium ausgehend dessen Be- und Verarbeitung bis zur Ausbildung von Verfahren zur Herstellung von Brennstoffelementen studieren. Die Bundesrepublik wird in finanzieller Hinsicht an diesem Unternehmen außer über EURATOM durch eine Hergabe der Summe von 20 Mill. DM beteiligt sein, die ursprünglich für ein nationales Institut für dieses Arbeitsgebiet in Aussicht genommen war. Als Gegenleistung ist von Euratom eine besondere Berücksichtigung deutscher Wünsche bei der Aufstellung des Arbeitsprogramms zugesagt worden.

Meine Damen und Herren, in dem Überblick über einige Vorhaben, an denen die Bundesrepublik beteiligt ist, hoffe ich Ihnen gezeigt zu haben, wie wirklich international die Zusammenarbeit ist und wie groß der Beitrag ist, den die Bundesrepublik beizusteuern sich bemüht.

Ich habe Ihnen nicht verschwiegen, im Gegenteil, ich wollte Ihnen zeigen, daß in personeller Hinsicht noch manche Wünsche offen sind. Hier kann ein Opfer von Wissenschaft und Wirtschaft, für besonders wichtige Aufgaben den einen oder anderen wertvollen Mitarbeiter wenigstens zeitweilig abzustellen, etwas Erleichterung schaffen. Eine wirkliche Lösung kann nur die Zeit durch Erstarken des Nachwuchses bringen.

In finanzieller Hinsicht hat die Bundesrepublik dagegen wirklich alles Zumutbare getan. Ich möchte Ihnen das mit dem letzten Schaubild zeigen.

Für 1961 sind von seiten der Bundesministerien etwa 180 Mill. DM für die Förderung der Kernenergie auf nationaler und 90 Mill. DM auf internationaler Ebene veranschlagt.

Meine Damen und Herren, die Bundesrepublik hat sich in der Vergangenheit an guten und nur an guten Projekten beteiligt. Sie hat damit beste Erfahrungen gemacht. Es wird empfehlenswert sein, mit einer solchen Beteiligung an internationalen Projekten fortzufahren zum Nutzen der eigenen Kernindustrie wie der internationalen Zusammenarbeit ganz allgemein.

Meßtechnik am Kernreaktor

Von Prof. Dr.-Ing. L. Merz, Karlsruhe

(Kurzfassung)

Alle in der Umgebung des Reaktors vorgenommenen Messungen lassen sich nach zwei Gesichtspunkten ordnen. Sie dienen entweder der Sicherheit oder der wissenschaftlichen Erkenntnis.

Bei den Meßgeräten, die um der Sicherheit willen angeordnet werden, heben sich drei Gruppen voneinander ab, wenn man auch die Grenze nicht immer scharf ziehen kann:

Meßgeräte zur Betriebskontrolle

Diese Meßgeräte dienen dazu, den Reaktor sicher in Betrieb zu setzen und ihn sicher in Betrieb zu halten. Ein Teil dieser Geräte ist vorgesehen, um dem Reaktorfahrer eine möglichst vollständige, umfassende und unzweideutige Information über die meist unanschaulichen und sehr schwer zugänglichen Betriebsvariablen zu vermitteln, damit er seine Entscheidungen und Eingriffe mit größtmöglicher Sicherheit treffen kann. Ein anderer Teil dieser Meßgeräte gehört zu den selbsttätig wirkenden Einrichtungen des Reaktors. Diese sind:

Die Reaktorregelung, welche den Reaktorfahrer von der Handregelung der Reaktorleistung entlastet.

Das Verriegelungssystem, welches Fehlbedienungen verhindert.

Das Alarmsystem, das den Reaktorfahrer auf gefährliche Zustände hinweist, solange für ein Eingreifen noch genügend Zeit zur Verfügung steht.

Das System der Notabschaltung, durch das der Reaktor im Gefahrfalle selbsttätig abgeschaltet wird, wenn für den Reaktorfahrer keine Zeit mehr zum Eingreifen bleibt.

Dieser Teil der Instrumentierung soll verhindern, daß der Reaktor durch zu schnelles Anwachsen seiner Leistung oder durch Ausfall des Kühlmittelflusses zerstört wird. Eine Beschädigung wichtiger Teile des Reaktorkerns ist daher immer mit Gefahr für die in der Umgebung des Reaktors arbeitenden Menschen verbunden. Insofern dient auch die Instrumentierung zur Betriebskontrolle zuletzt dem Schutz der Menschen am Reaktor.

Meßgeräte zum Strahlenschutz

Um die Menschen am Reaktor und die in der Nähe der Reaktorstationen lebende Bevölkerung von den möglichen Gesundheitsschädigungen durch

radioaktive Strahlen und radioaktive Stoffe zu schützen, gehören zur Instrumentierung eines jeden Reaktors eine große Zahl tragbarer oder fahrbarer Instrumente, aber auch ein System dauernd arbeitender ortsfester Meßgeräte, welche Signale an eine zentrale Warnanlage geben. Die Meßtechnik um den Reaktor unterscheidet sich also in einem sehr wichtigen Gesichtspunkt von der Instrumentierung der konventionellen Herstellungsprozesse in der Industrie. Bei diesen steht, wenn man von einigen Ausnahmen absieht, im Vordergrund der Gesichtspunkt der Wirtschaftlichkeit. Der notwendige Aufwand an Meßgeräten beim Kernreaktor wird dagegen auch heute noch in erster Linie durch Gesichtspunkte der Sicherheit bestimmt. Dies erklärt sich aus der nuklearen Wirkungsweise des Reaktors, der sehr starken Anhäufung radioaktiver Spaltprodukte in den Brennstoffelementen der Hochleistungsreaktoren und den vergleichsweise sehr geringen Erfahrungen, über die die Technik heute noch im Bau und Betrieb kerntechnischer Anlagen verfügt. Dies gilt vornehmlich für die Erfahrungen in der Bundesrepublik, wo bisher ein einziger Reaktor erst in Betrieb gegangen ist, der vollständig in Deutschland gebaut und mit einer deutschen Instrumentierung ausgerüstet worden ist. Die Meßgeräte sind die künstlichen Sinnesorgane des Reaktorfahrers, aber auch die Sinnesorgane für die selbsttätig wirkenden Einrichtungen. Alle Informationen über den Betriebsprozeß und die mit ihm verbundene radioaktive Strahlung fließt uns durch Meßgeräte zu. Es wäre deshalb bei dem derzeitigen Stand der technischen Erfahrung verfrüht, einen Reaktor übertrieben sparsam instrumentieren zu wollen.

Meßgeräte für Forschungsvorhaben

Zu diesen Meßgeräten gehören beispielsweise die Neutronenspektrometer und die Impulsanalysatoren. Die meisten Meßgeräte dieser Gruppe sind aber nicht kommerziell erhältlich. Es ist deshalb notwendig, daß jedem Forschungsreaktor ein Entwicklungslaboratorium für diese Meßgeräte angegliedert wird, welches die Aufgabe hat, die nötigen Meßgeräte für die speziellen Forschungsvorhaben zu entwickeln. Diesen gerätetechnischen Laboratorien wird man zweckmäßig auch die Nacheichung, Überwachung und Prüfung der kommerziellen Geräte der Reaktorinstrumentierung übertragen.

Die Wechselbeziehungen zwischen den einzelnen Instrumentengruppen zur Betriebskontrolle und zum Strahlenschutz sind im Bild 1 dargestellt.

Die gewonnenen Signale werden zum Teil auf das Sicherheitssystem aufgeschaltet. Andere Signale werden den Reglern zugeführt, die zur Leistungsregelung des Reaktors und zur automatischen Regelung der Kreisläufe für Kühl- und Hilfsstoffe vorgesehen sind. Wenn man die Instrumentierung einer Reaktoranlage radikal auf die wesentlichsten Geräte vereinfacht denkt, ist es auch möglich, die Funktionen der Meßgerätegruppen bildlich darzustellen. So zeigt Bild 2 als Beispiel die typische Instrumentierung eines Druck-

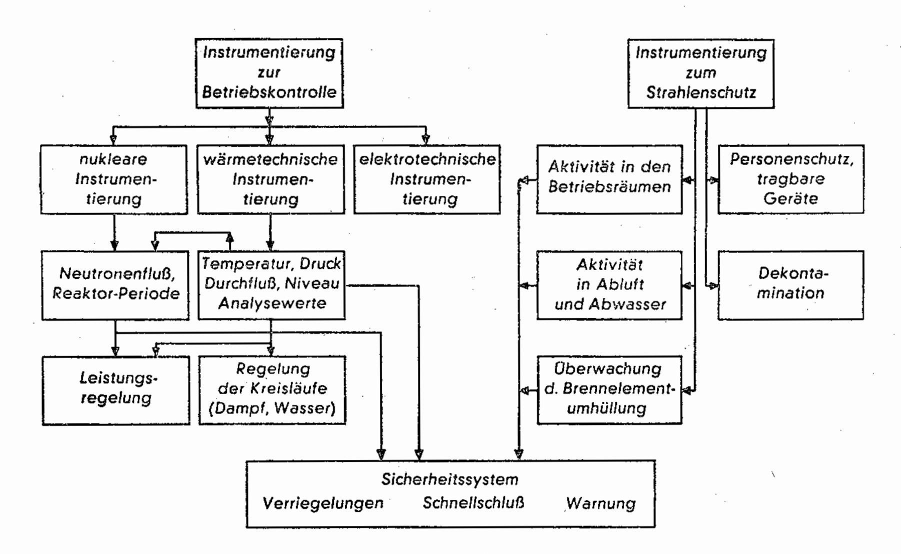


Abb. 1: Verkoppelung der verschiedenen Gerätegruppen eines Reaktors

wasserreaktors. Der Neutronenfluß des Reaktors wird mit Neutronenfühlern erfaßt. Da sich der Meßbereich des Neutronenflusses über mehr als zehn Dekaden erstreckt, ist es meistens notwendig, drei Arten von Neutronenfühlern zu benutzen: Proportionalzählrohre oder Impulskammern für die niedrigsten Intensitäten des Neutronenflusses, kompensierte Ionisationskammern für den Anfahrbereich, der zumeist sieben Dekaden umfaßt, und unkompensierte Ionisationskammern zur Messung des Neutronenflusses im Betriebsbereich. Entsprechend unterscheidet man zwischen Pulskanälen, logarithmischen Kanälen und linearen Kanälen zur Messung des Neutronenflusses. Im Bild 2 ist auf der linken Seite dargestellt, wie die von den Neutronenfühlern kommenden Signale verarbeitet werden. Auf der rechten Seite des Bildes sind die wichtigsten wärmetechnischen Meßgeräte dargestellt, die zur Überwachung des Kühlmittelkreislaufes erforderlich sind. Zur Gruppe der Strahlungsmeßgeräte gehören die beispielsweise an Zählrohre angeschlossenen Mittelwertmesser für die Raumluftaktivität, die Kühlmittelaktivität und den Neutronenaustritt. Es muß betont werden, daß die Darstellung nach Bild 2 sehr starke Vereinfachungen enthält, vor allem wird die Regelung von Druckwasserreaktoren hier in anderer Weise durchgeführt als in der Praxis üblich. Auch die einzelnen Meßgeräte sind stellvertretend für große Meßgerätegruppen, so enthält die Instrumentierungsliste des großen kanadischen Forschungsreaktors NRU nicht weniger als 2500 Einzelgeräte.

Ob und wieweit die Instrumentierung der Aufgabe gerecht werden kann, die Anlage und die an ihr arbeitenden Menschen zu schützen, hängt nicht

allein von den Meßgeräten selbst ab, sondern auch von ganz bestimmten Eigenschaften des Reaktors. Die Dinge liegen hier ähnlich wie in der Regelungstechnik. Der Erfolg einer selbsttätigen Regelung ist nicht nur abhängig

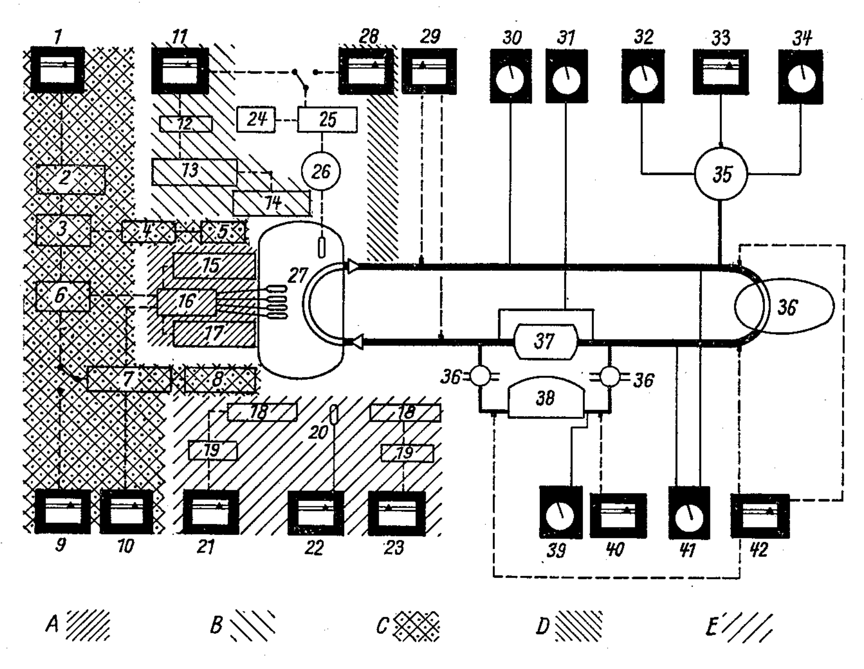


Abb. 2: Typische Reaktorinstrumentierung

1 Log. Zählratenschreiber
2 Log. Ratemeter
3 Linearverstärker
4 Vorverstärker
5 Spaltkammer
6 Periodenverstärker
7 Log. Leistungs- und Periodenverstärker
8 Kompensierte Ionenkammer
9 Periodenschreiber
10 Log. N-Schreiber
11 Lineare Leistung
12 Vorverstärker
13 Bereichwähler
14 Kompensierte Ionenkammer
15 Unkompensierte Ionenkammer
16 Sicherheitsverstärker
17 Unkompensierte Ionenkammer
18 Ionenkammer
19 Vorverstärker
20 Neutronendetektor
21 Umgebungsstrahlung-Schreiber
22 Neutronenmonitor
23 Kühlmittelstrahlungsmonitor
24 Versorgungseinheit
25 Servoverstärker
26 Servomotor
27 Reaktor
28 Reaktor-Austrittstemperatur
29 Differenztemperatur
30 Strömungsmenge
31 Pumpen Diff.-Druck
32 Pegelstandsmessung
33 Tanktemperatur
34 Tankdruck-Überwachung
35 Drucktank
36 Wärmeaustauscher
37 Kühlmittelpumpe
38 Ionenaustauscher
39 Bypass-Strömungsmessung
40 Leitfähigkeitsmessung
41 Differenzdruck
42 Drei-Temperatur-Schreiber

A Sicherheitskreis
B Leistungsregelung über Flußdichte
C Anfahrkreise
D Leistungsregelung über Temperaturzunahme
E Monitorkreise

von der Konstruktion und den Eigenschaften des Reglers selbst, sondern auch von der Regelbarkeit der Regelstrecke. Es ist deshalb in der Regelungstechnik geradezu selbstverständlich geworden, daß man bereits beim Entwurf der Regelstrecke darauf achten muß, daß sich bestimmte Kennziffern der Regelstrecke in vorgegebenen Grenzen halten, so daß die Regelstrecke leicht regelbar bleibt. In ähnlicher Weise kann die beste Instrumentierung eines Kernreaktors die Sicherheitsaufgaben nur unvollkommen oder gar nicht erfüllen, wenn beim Entwurf des Reaktors nicht auf bestimmte Bedingungen Rücksicht genommen worden ist.

Voraussetzungen für ein sicheres Arbeiten der Instrumentierung

Zu den wichtigsten Aufgaben der Reaktorinstrumentierung gehört die Notabschaltung des Reaktors. Für das Sicherheitssystem, das dieser Aufgabe vornehmlich dient, sind ausgeklügelte Schaltungen erfunden worden, die gewährleisten, daß die Instrumentierung unter allen Umständen eingreift, wenn es notwendig ist. Es sind auch außerordentliche Anstrengungen gemacht worden, die Instrumentierung so zuverlässig wie irgend möglich zu machen. Die Einführung der Transistoren und der Magnetverstärker in die elektronische Instrumentierung dient beispielsweise diesem Zweck.

Der Notabschaltung sind aber technische Grenzen dadurch gesetzt, daß die Abschaltstäbe nicht beliebig schnell eingefahren werden können. Im allgemeinen benötigt man zum Auslösen der Stäbe mindestens 50 ms und zu ihrem völligen Einfahren ungefähr 1 s. Die großen britischen Reaktoren haben Einfallzeiten der Sicherheitsstäbe von etwa 7 s. Es ist deshalb nicht möglich, die ganze Sorge um die Sicherheit des Reaktors allein auf die Geräte zur Notabschaltung abzuladen. Die wichtigsten Voraussetzungen für ein sicheres Arbeiten von Regelung und Notabschaltung sind:

1. Der Reaktor muß über eine genügende Anzahl nuklearer Meßkanäle verfügen.
2. Der Reaktor muß eine genügende Zahl von Abschaltorganen haben, die imstande sind, den Reaktor selbst im ungünstigsten Fall unterkritisch zu halten. Zahlenmäßig wird diese Reaktivitätsreserve durch die sogenannte Abschaltreaktivität ausgedrückt.
3. Der Reaktor muß im ungünstigsten Falle auch dann noch sicher unterkritisch gemacht werden können, wenn einer der Abschaltstäbe versagen sollte.
4. Die Zugabe an Reaktivität durch selbsttätig arbeitende Einrichtungen muß begrenzt werden.
5. Bei Kraftwerksreaktoren ist die Notabschaltung ein sehr ernster Betriebszwischenfall. Es müssen deshalb günstige Voraussetzungen gewonnen werden, daß der Reaktorfahrer die Möglichkeit hat, anomale Zustände rechtzeitig zu erkennen und sie zu beseitigen, bevor das Abschaltsystem eingreifen muß.

Es ist nicht leicht, zu diesen fünf Punkten zahlenmäßige Angaben zu machen, und man hat gegen das Nennen von Zahlen eingewendet, daß jeder Reaktor besondere Verhältnisse habe und daß sich die Sicherheitseinrichtungen, die Reaktivitätsbilanz und die Reaktivitätsgeschwindigkeit für jeden Reaktor nach besonderen individuellen Bedürfnissen richte. Es hat sich aber gezeigt, daß man auf Grund einer rechnerischen Analyse der Reaktordynamik und auf Grund der Erfahrungen, die sich in den Zahlenwerten ausgeführter und projektierter Reaktoren anbieten, doch Werte nennen kann, die nach dem derzeitigen Stand der Technik als angemessen gelten können. Natürlich wird man von diesen Grenzwerten im Einzelfalle abweichen können. Es sprechen aber wichtige Gründe dafür, daß man im dichtbesiedelten Deutschland nicht den Ehrgeiz haben sollte, angesichts der noch völlig fehlenden Erfahrungen über konservative Werte hinauszugehen.

Konservative Werte für die Auslegung des Meß=, Regel= und Sicherheitssystems

Die Untersuchung der Reaktordynamik und die Sichtung der ausgeführten Anlagen läßt die folgenden Werte nach dem derzeitigen Stand der Technik für angemessen erscheinen:

1. Zahl der nuklearen Meßkanäle.
   Bei inhärent sicheren homogenen Forschungsreaktoren (etwa vom Typ des Water=Boiler) genügen fünf nukleare Meßkanäle für den Neutronenfluß. Beim Kraftwerksreaktor sind sieben nukleare Meß=, Regel= und Sicherheits=kanäle die geringste Zahl, die sich noch vertreten läßt.
2. Abschaltreaktivität.
   Die Reaktivitätsreserve des abgeschalteten Reaktors muß bei Forschungs=reaktoren so ausreichend bemessen sein, daß bei jedem Experiment der Reaktor sicher unterkritisch gemacht werden kann. Die Abschaltreaktivität soll deshalb bei Forschungsreaktoren nicht kleiner sein als 5 %. Unter günstigen Umständen ist bei Kraftwerksreaktoren eine Abschaltreaktivität von 2 % der äußerste Wert, der sich noch vertreten läßt.
3. Reaktivitätswert des wirksamen Abschaltstabes.
   Dieser Reaktivitätswert muß kleiner sein als die kleinste Abschaltreak=tivität des Reaktors, damit der Reaktor beim Versagen des Stabes noch sicher unterkritisch gemacht werden kann.
4. Reaktivitätshub selbsttätig arbeitender Regel= und Trimmeinrichtungen.
   Der Reaktivitätshub soll in Richtung einer Reaktivitätsvergrößerung 1 % nicht überschreiten.
5. Zulässige Zuwachsrate der Reaktivität.
   Die Zuwachsrate an Reaktivität soll $3 \cdot 10^{-4}\,s^{-1}$ nicht überschreiten.

Wenn man diese fünf Bedingungen einhält, kann man nach dem derzeitigen Stand der Technik annehmen, daß die naturgemäß begrenzte Reaktions=

geschwindigkeit des Reaktorfahrers, der selbsttätigen Regelung und des Sicherheitssystems nicht überfordert werden. Natürlich gelten diese konservativen Zahlen nicht für alle Zeiten. Man wird die Grenzen herausschieben können, wenn Abschaltorgane geschaffen werden, welche wesentlich schneller arbeiten als die jetzt gebräuchlichen, wenn ausreichende Betriebserfahrungen über das Verhalten von Leistungsreaktoren auch in Deutschland vorliegen und wenn, wie es nicht ausgeschlossen erscheint, in der nuklearen Instrumentierung Geräte mit überaus geringer Ausfallwahrscheinlichkeit vorliegen und über diese genügend Erfahrungen gewonnen worden sind. Ein Weg zur größeren Sicherheit der Instrumentierung ist z. B. der Ersatz der Röhrenverstärker durch Transistorverstärker und Magnetverstärker, eine Entwicklung, die zur Zeit in vollem Gange ist.

Impulshöhenanalysatoren

Von Dipl.-Ing. W. Klein, Erlangen-Bruck

(Kurzfassung)

Bei der Impulshöhenanalyse können grundsätzlich drei verschiedene Verfahren angewendet werden: die Graukeilspektroskopie, die Einkanal- und die Vielkanalanalyse. Diese drei Verfahren werden kurz erläutert und ihre Anwendbarkeit diskutiert. Sowohl von der Einkanal- wie von der Vielkanalanalyse wird je ein industrielles Ausführungsbeispiel besprochen. Ebenso werden einige industriell noch nicht ausgeführte Schaltungen besprochen, wie solche zur Analyse kleiner Impulse ohne Vorverstärkung (Millivoltdiskriminatoren) und ein System für Vielkanalanalyse mit sehr hohem Auflösungsvermögen (Totzeit ca. 1 μsec), welches das System der Impulshöhen-Frequenz-Umwandlung verwendet. Die bei diesen Systemen auftretenden Schwierigkeiten werden diskutiert.

Veröffentlichung in „Radiomentor", Heft 6, 1961.

Aufbau und Wirkungsweise des Impulskanals beim Anfahren eines Reaktors

Von Dipl.-Phys. F. H. Rinn, Karlsruhe

(Inhaltsübersicht)

Notwendigkeit eines Impulskanals — grundsätzlicher Aufbau (Detektor, Vorverstärker, Impulsverstärker, Diskriminator, logarithmischer Mittelwertmesser, Weiterverarbeitung der Meßwerte) — Wirkungsweise der einzelnen Glieder — künftige Entwicklungstendenzen.

Veröffentlichung in „Kerntechnik", April 1961.

Absolute Bestimmung thermischer Neutronendichte durch Beta-Gamma-Koinzidenzmessung von Goldfolien

Von Dr. G. von Droste) und Dipl.-Phys. M. Kolb, Braunschweig*

(Kurzfassung)

In dem in den letzten Jahren an der Physikalisch-Technischen Bundesanstalt eingerichteten Laboratorium für Neutronenmessungen ist im Zusammenhang mit der Kalibrierung einer Ra-α-Be Neutronenquelle als Standard und mit Vorarbeiten zur Schaffung eines Neutronenflußdichtestandards eine „lichtstarke" Anordnung zur Absolutbestimmung der Au^{198}-Aktivitäten von neutronenbestrahlten Goldfolien aufgestellt worden. Diese $\beta\gamma$-Koinzidenzanordnung mit einem $\sim 2\pi$ Anthrazenkristall (17,5 mm $\phi \times$ 3 mm) als β-Zähler und einem $\sim 4\pi$ NaJ-Bohrlochkristall (76,2 mm $\phi \times$ 63,5 mm) als γ-Zähler wird beschrieben. Da Au^{198} kein „ideal" einfaches Zerfallschema als Voraussetzung für die Anwendbarkeit der Koinzidenzmethode zur Aktivitätsbestimmung aufweist, müssen entsprechende Korrektionen ermittelt und angebracht werden; des weiteren muß das endliche Auflösungsvermögen der verwendeten Elektronik (Totzeiten und Koinzidenzbreite) berücksichtigt werden.

Die Aktivierung von Goldfolien wird derzeit als Standardverfahren zur Absolutmessung der Dichte thermischer Neutronen in Reaktoren benutzt. Gold ist kein idealer Neutronenindikator, weil sein Einfangquerschnitt nicht dem 1/v-Gang folgt, dies muß bei der Berechnung der Neuronendichte aus der Kadmium-Differenz-Aktivierung berücksichtigt werden. Die Neutronenabsorption der Indikatoren verursacht eine Neutronenselbstabschirmung in den

---

*) Vorgetragen von Dr. G. v. Droste.

Goldfolien sowie eine Flußdichtedepression in ihrer Umgebung, die weitere Korrektionen verlangen. Über die bei den Messungen gemachten Erfahrungen und die mit dieser Methode erreichbare Genauigkeit wird berichtet.
Eine Veröffentlichung in der Zeitschrift „Nukleonik" ist vorgesehen.

Hochempfindliche Ionisationsdetektoren für die Gaschromatographie als Hilfsmittel bei strahlenchemischen Untersuchungen

Von Dr. W. J. Schmidt-Küster, Dr. L. Wiesner, Prof. Dr. Gg. R. Schultze, Hannover)*

(Kurzfassung)

Nach einem einleitenden Überblick über das Prinzip und die Leistungsfähigkeit der Gaschromatographie als Hilfsmittel der Analysentechnik wird das Prinzip des Ionisationsdetektors erläutert. Beim Ionisationsdetektor werden durch ionisierende Kernstrahlungen in dem als Trägergas benutzten Argon neben Ionen angeregte metastabile Zustände erzeugt. Der Energieinhalt dieses angeregten Zustandes, der beim Zusammenstoß angeregter Argonatome mit Kohlenwasserstoffmolekeln übertragen werden kann, reicht im allgemeinen zur Ionisierung der Kohlenwasserstoffmolekeln aus. Durch Veränderung der an den Ionisationsdetektor angelegten Spannung kann die Konzentration der angeregten metastabilen Argonatome und damit die Empfindlichkeit des Detektors über mehrere Zehnerpotenzen variiert werden. Verschiedene Typen selbstgebauter Ionisationsdetektoren und ihre Eigenschaften werden ausführlich beschrieben. Auf die Nützlichkeit ihres Einsatzes zur Lösung der Analysenprobleme bei den laufenden strahlenchemischen Untersuchungen wird eingegangen. Der Vortrag schließt mit einem kurzen Bericht über einen neu entwickelten Zählrohrdetektor, seine Arbeitsweise und seine Vorteile.

Veröffentlichung demnächst in „Erdöl und Kohle".

---

*) Vorgetragen von Dr. W. J. Schmidt-Küster.

Berührungslose Flächengewichtsmessung

Von Dipl.-Ing. J. Bosch, Erlangen-Bruck

(Kurzfassung)

Bei der Erläuterung des Meßprinzips ist zwischen Durchstrahl- und Rückstrahlmeßverfahren zu unterscheiden. An Hand von Absorptionskurven werden dann die einzelnen, heute üblichen radioaktiven Strahler besprochen. Mit Hilfe dieser Strahler ist der technisch interessante Flächengewichtsbereich von 10 bis einige 10^5 g/m^2 erfaßbar. Grundsätzlich kommen als Strahlungsdetektor das Zählrohr, die Ionisationskammer und der Szintillationszähler infrage. Für Betastrahler verwendet man meistens Ionisationskammern. Für die Messung der Gammastrahlung, bei Meßgeräten für große Flächengewichte, versucht man vielfach auch Szintillationszähler. Die technischen Daten einer praktisch ausgeführten Anlage mit Ionisationskammer und Schwingkondensatorverstärker lassen die Anwendungsmöglichkeiten und Grenzen des Verfahrens erkennen. Die Anwendung in der Kunststoff-, Gummi- und Papier-Industrie sowie in Metallwalzwerken vervollständigen die Übersicht. Über ausgeführte Anlagen und praktische Ergebnisse wird berichtet.

Wird nicht veröffentlicht.

Proportional-Zählrohre

Von Dr.-Ing. habil. A. Trost, Wildbad

(Inhaltsübersicht)

Aufbau und Wirkungsweise, Füllung und Eigenschaften von Proportionalzählern. — Selektiver Nachweis schwerer Teilchen. — Spektroskopie energiearmer Beta-, Gamma- und Röntgenstrahlen. — Durchflußzähler für C^{14} und S^{35}. — Füllzählrohre für schwächste Aktivitäten in der Gasphase (H^3, C^{14}); Antikoinzidenzabschirmung. — Schnelle Messung hoher Beta- und Röntgen-Intensitäten durch Strommessung; wellenlängenunabhängiges Proportionalzählrohr für Röntgen- und Gammastrahlen. — BF_3-Zähler für langsame und Rückstoßzähler für schnelle Neutronen.

Wird nicht veröffentlicht.

Großflächen-Proportionalzählrohre

Von Dr. H. Kiefer, Karlsruhe

(Kurzfassung)

Das aus den Erfordernissen der Strahlenschutzpraxis entwickelte Großflächenproportionalzählrohr ist in seiner Grundkonzeption ein fensterloses Methandurchflußzählrohr. Es enthält jedoch ein in einer neuartigen Anordnung aufgebautes Zählsystem, das eine gleichmäßige Ansprechwahrscheinlichkeit über die ganze Zählfläche garantiert. Der Hauptvorteil des Zählrohrs liegt bei der Ausmessung kleinster spezifischer α- und β-Aktivitäten, wie sie gerade bei der Wasser- und Luftüberwachung anfallen. Infolge der geringen Selbstabsorption der auf einer großen Fläche verteilten Probe können auch sehr weiche β-Strahler ohne ins Gewicht fallende Fehler ausgemessen werden. Ein besonderes Kathodengitter ermöglicht die Ausmessung nichtleitender Proben (z. B. Filter) und verhindert eine Verschmutzung des Zählraums durch elektrostatische Anziehung.

Dieses Konstruktionsprinzip ermöglichte den Bau einer Reihe von Spezialapparaturen wie:

1. Kontinuierlich arbeitende, Nulleffekt-kompensierte direkte Wasserüberwachungsanlage höchster Empfindlichkeit;
2. Gerät zur Messung inkorporierten Plutoniums (in Antikoinzidenz geschalteter, mit Impulshöhenanalyse arbeitender Doppeldurchflußzähler);
3. Gerät zur Schnellbestimmung der mittleren β-Energie über die Rückstreuung;
4. Antikoinzidenzanlage zur Bestimmung absolut kleiner Aktivitäten;
5. α-Monitore zur Feststellung von Hand- und Oberflächenkontamination;
6. Wäschemonitore, zur Kontrolle von α- und β-Kontamination der Berufskleidung.

Der Aufbau dieser Geräte sowie ihre Meßempfindlichkeit werden aufgezeigt.

Veröffentlichung in „Nucleonics" (USA).

Dichtemessungen bei Flüssigkeiten

Von P. Gerke, Erlangen-Bruck

(Auszug)

Die Bestimmung der Dichte von Flüssigkeiten unter Benutzung der Strahlung radioaktiver Isotope gewinnt ständig an Bedeutung für die gesamte chemische Industrie. Die besonderen Eigenschaften dieses Meßverfahrens bringen gegenüber den konventionellen Dichtemeßmethoden wesentliche Vorteile. Die Mes-

sung ist kontinuierlich, völlig berührungslos und absolut zerstörungsfrei. Diese Eigenschaften gestatten es, Meßanordnungen aufzubauen, die ohne weiteres an Rohrleitungen, Behältern und dgl. angebracht werden können, ohne daß diese Anlagenteile verändert werden müssen. Dichtemeßanlagen dieser Art reagieren nicht auf die Strömungsgeschwindigkeit und die Viskosität der Meßflüssigkeit. Sie können auch dort eingesetzt werden, wo konventionelle Dichtemethoden versagen, z. B. wenn das Meßgut Bestandteile in fester Form oder als Gase enthält.

Es wird im allgemeinen nach dem Durchstrahlungsprinzip gearbeitet. Zwischen einem radioaktiven Strahler und einem Strahlungsdetektor befindet sich die Rohrleitung, die die zu messende Flüssigkeit enthält. Die Schwächung, die die Strahlung im Meßgut erfährt, ist, da der Rohrdurchmesser konstant bleibt, zur Hauptsache von der Dichte der Flüssigkeit abhängig. Der Zusammenhang zwischen der Dichte ϱ und der Intensität I der Strahlung nach Durchdringung des Meßgutes folgt einem Exponentialgesetz:

$$I = I_0 \, e^{-\mu d} = I_0 \, e^{-\frac{\mu}{\varrho} \varrho d} = I_0 \, e^{-\frac{g}{g_0}} \qquad (1)$$

I_0 ist die Intensität der Strahlung ohne Meßgut (Volleinstrahlung), μ der lineare Schwächungskoeffizient, d der Rohrdurchmesser, ϱ die Dichte der Meßflüssigkeit, g die Flächenmasse ($\varrho \times d$) und g_0 die Relaxationsflächenmasse, die angibt, welche Flächenmasse durchstrahlt werden muß, um die Intensität auf 1/e ihres Anfangswertes zu absorbieren. Geringe Abweichungen von diesem Zusammenhang bei der praktischen Messung und der Einfluß anderer Größen als der Flüssigkeitsdichte stören nicht. Sie lassen sich bei der Eichung leicht berücksichtigen.

Für industrielle Dichtemeßanlagen kommen nur die beiden radioaktiven Isotope ^{137}Cs und ^{60}Co in Betracht, in beschränktem Maße auch die von $^{90}Sr + ^{90}Y$ an einem Target ausgelöste Bremsstrahlung. Für die Auswahl sind die Halbwertzeit und die Härte der Strahlung maßgebend. Die Halbwertzeit bestimmt nicht nur die Dauer der Verwendbarkeit einer Strahlenquelle, sie bestimmt auch, wie häufig eine Meßanlage routinemäßig zum Ausgleich des natürlichen Strahlerabfalls justiert werden muß. Die erforderliche Strahlungshärte wird durch die in der Praxis vorkommenden Rohrdurchmesser bestimmt. Rohre der gängigen Abmessungen stellen einschließlich Meßflüssigkeit Flächenmassen dar, die zwischen einigen wenigen g/cm^2 und mehreren 10 g/cm^2 liegen. Solche Meßaufgaben lassen sich nur mit den Gamma-Strahlern ^{137}Cs ($g_0 = 13\ g/cm^2$) und ^{60}Co ($g_0 = 20\ g/cm^2$) lösen.

Die Meßempfindlichkeit gibt an, welcher kleinste Dichteunterschied gerade noch gemessen werden kann. Sie ist außer vom statistischen Fehler und den Gegebenheiten am Meßort noch von der Art des gewählten Meßverfahrens abhängig. Der kleinste durch eine Dichteänderung bewirkte Ausschlag muß größer sein als die statistischen Schwankungen, da sonst zwischen beiden

nicht unterschieden werden kann. Da meistens an vorhandenen Rohren gemessen werden soll, ist die Flächenmasse g in Gl. (1) bereits gegeben. Unter dieser Bedingung ist es nicht gleichgültig, ob die Intensität der Strahlung hinter dem Absorber im Absolut- oder im Kompensationsverfahren gemessen wird. Beim Absolutmeßverfahren ist die Ausschlagänderung vom Verhältnis der Intensitäten vor und nach dem Dichtewechsel gegeben. Das Kompensationsmeßverfahren ist dadurch gekennzeichnet, daß die Ausschlagänderung dem Absolutwert der Intensitätsänderung direkt proportional ist, d. h. die Absolutmessung reagiert auf den Wert $\frac{dI/I}{dg/g}$, die Kompensationsmessung auf den Wert $\frac{d/I}{dg/g}$. Bildet man die entsprechenden Ableitungen aus Gl. (1), so ergibt sich für die Meßempfindlichkeit:

Absolutmessung: $$S_A = \frac{dI/I}{dg/g} = -\frac{g}{g_0} \qquad (2)$$

Kompensationsmessung: $$S_K = \frac{dI}{dg/g} = -I_0\, e^{-\frac{g}{g_0}} \qquad (3)$$

Wie Gl. (2) erkennen läßt, ist die Meßempfindlichkeit bei der Absolutmessung von der Aktivität der Strahlenquelle unabhängig, da der Faktor I_0 nicht mehr vorkommt. Sie ist der durchstrahlten Flächenmasse g direkt, der Relaxationsflächenmasse g_0 umgekehrt proportional. Um eine ausreichende Meßempfindlichkeit zu erreichen, muß das Verhältnis g/g_0 mindestens den Wert 5 haben. Man kommt bei Verwendung von ^{137}Cs auf Werte für den Meßweg, die wesentlich größer sind als die üblichen Rohrdurchmesser, so daß man hier in allen Fällen gezwungen ist, durch Ausbildung besonderer Meßstrecken für einen passenden Meßweg zu sorgen.

Das Kompensationsmeßverfahren bringt in dieser Hinsicht die besseren Voraussetzungen. Die Meßempfindlichkeit ist gemäß Gl. (3) der Strahleraktivität direkt proportional. Diese läßt sich in fast allen Fällen so dimensionieren, daß sich unter den am Meßort herrschenden Umständen die geforderte Meßempfindlichkeit einstellt. Die durch Gl. (3) dargestellte Kurve hat ein Maximum, das für die einzelnen Strahler an der Stelle $g = g_0$ liegt. Technisch ausnutzbar ist der Bereich von etwa 0,75 ... 5 g_0. Rechnet man mit der mittleren Dichte 1 g/cm², so ergibt sich für die mit den beiden Isotopen ^{137}Cs und ^{60}Co erfaßbaren Rohrdurchmesser ein Bereich von etwa 10 ... 100 cm. In dieser Spanne liegen aber praktisch sämtliche in der Praxis vorkommenden Rohrdurchmesser.

Eine Mittelstellung hinsichtlich der erreichbaren Meßempfindlichkeit nimmt die Messung mit unterdrücktem Nullpunkt ein. Hier erreicht man in dem Maße, wie der Nullpunkt unterdrückt wird, eine entsprechende Verbesserung der Empfindlichkeit. Eine Nullpunktunterdrückung bringt eine Empfindlichkeitssteigerung um etwa den Faktor 2.

Die Forderungen der Industrie werden am besten mit Hilfe des Kompen=sationsmeßverfahrens erfüllt. Der gegebene Strahlungsdetektor für solche Anlagen ist trotz der geringeren Ausbeute, besonders für Gamma=Strahlung, und des größeren Platzbedarfes die Ionisationskammer, die direkt einen kompensierbaren Meßwert abgibt und außerdem die erforderliche Langzeit=konstanz aufweist. Mit derart aufgebauten Meßanlagen lassen sich Meß=empfindlichkeiten bis zu 0,5 ‰ des angezeigten Dichtewertes erreichen.

Thema ist ausführlich behandelt in „Atompraxis", Okt./Nov. 1960.

Wärmetechnische Meßgeräte an einem Forschungsreaktor

Von E. Schneider, Karlsruhe

(Inhaltsübersicht)

Umfang der wärmetechnischen Instrumentierung an Forschungs= und Lei=stungs=Reaktoren; die wichtigsten wärmetechnischen Meßgrößen an einem Forschungsreaktor; wärmetechnische Instrumentierung eines Forschungsreak=tors, gezeigt an einer ausgeführten Anlage (Forschungsreaktor Karlsruhe).

Meßgeräte und Meßverfahren für wärmetechnische Meßgrößen. Besonder=heiten bei Meßgeräten im Reaktorkern und Reaktorprimarkreisen — Betriebs=sicherheit, Dichtheit, Korrosionsbeständigkeit, Werkstoffragen.

Beispiel speziell für Kernreaktor entwickelter Meßverfahren: Durchflußmes=sung für Brennelementüberwachung, Gasanalysegeräte; grundsätzliches über Meßwertverarbeitung bei großen Anzahlen gleichartiger Meßstellen; grund=sätzliches über wärmetechnische Meßgeräte im Zusammenhang mit Reaktor=Sicherheitssystem.

Meßtechnik zur Bestimmung schwacher radioaktiver Verseuchung in Luft und Wasser

Von Dipl.=Phys. P. Schranz, Frankfurt/Main

(Kurzfassung)

Zur wirksamen Überwachung radioaktiver Verseuchung in Luft und Wasser ist es ntowendig, dauernd die Aktivitätskonzentration zu kennen, um je nach Konzentration die notwendigen Schutzeingriffe durchführen zu können. Die

Ansprechzeit einer Meßanordnung muß dabei umso kürzer sein, je höher die Aktivitätskonzentration ist. Auf diese Weise kann ein Eingriff immer dann erfolgen, wenn die gleiche Gesamtaktivität vom Meßgerät ausgewertet wurde. Im übrigen wird je eine Anlage zur kontinuierlichen Überwachung von Luft bzw. Wasser beschrieben.

Die Meßanlage zur Erfassung radioaktiver Aerosolteilchen in Luft benutzt als Konzentrationsmittel ein Filterpapierverfahren. Die maximale Empfindlichkeit für harte β-Strahlung beträgt $5 \cdot 10^{-14}$ μc/cm³ bei einer maximalen Verzögerungszeit von 42 Stunden.

Die Messung der radioaktiven Verseuchung in Wasser beruht auf einem kontinuierlichen Eindampfverfahren geringen Leistungsbedarfes. Die Grenzempfindlichkeit beträgt $5 \cdot 10^{-8}$ μc/cm³ für harte β-Strahler bei einer zugehörigen Ansprechzeit von sechs Stunden.

Kontinuierlicher Luftmonitor

Von Dipl.-Phys. R. Neuwirth, Erlangen

(Kurzfassung)

Es wurde über die Messung der Radioaktivität der Aerosole berichtet. Zunächst wurde der für diese Messungen benutzte Luftmonitor FH 59 A beschrieben und dessen Funktion erläutert. Das verwendete Meßverfahren der Aerosolabscheidung auf ein kontinuierlich bewegtes Faserfilterband wurde kurz beschrieben.

Danach wurden die Meßergebnisse angegeben. Die mittlere spezifische Aerosolaktivität der Jahre 1958 und 1959 und der Monate Januar bis September 1960 wurde angegeben. Für 1958 ergab sich ein Jahresmittelwert von $1{,}4 \times 10^{-12}$ μc/cm³, für 1959 $2{,}3 \cdot 10^{-12}$ μc/cm³. Für den angegebenen Zeitraum des Jahres 1960 waren es $0{,}33 \cdot 10^{-12}$ μc/cm³.

Die Ergebnisse der Beobachtung radioaktiver, sog. „heißer" Teilchen wurden diskutiert. Bei einer willkürlichen Einteilung der Aktivität dieser Teilchen ergab sich, daß mehr als 50 % aller beobachteten Teilchen in Kanal 1 liegen, entsprechend einer Aktivität von 5 bis $10 \cdot 10^{-12}$ Curie. Mehr als 90 % aller beobachteten Teilchen haben eine Aktivität von weniger als $30 \cdot 10^{-12}$ Curie. Durch die kontinuierliche Überwachung erhält man ein umfangreiches Zahlenmaterial, so daß der statistische Fehler der Auswertung relativ klein wird.

Wird nicht veröffentlicht.

Der logarithmische Meßkanal zum Betreiben eines Kernreaktors

Von Dipl.=Ing. H. Liesegang, Karlsruhe

(Kurzfassung)

Die Gründe für das logarithmische Messen des Neutronenflusses werden betrachtet und die Aufgaben des logarithmischen Meßkanals umrissen. Aus den kinetischen Reaktorgleichungen wird eine Meßvorschrift abgeleitet, nach der der logarithmische Meßkanal zum Errechnen der Reaktorperiode aufgebaut werden kann. Der grundsätzliche Aufbau und die Wirkungsweise des logarithmischen Meßkanals, bestehend aus dem Neutronenfühler, dem logarithmischen Verstärker, dem differenzierenden Verstärker und den angeschlossenen Geräten zum Messen und für die Sicherheit des Reaktors, werden erläutert. Nach einer Betrachtung der Einstellzeit werden verbesserte Schaltungen für den logarithmischen Verstärker und den differenzierenden Verstärker angegeben. Es werden die Vorteile der Siliziumdiode als Logarithmierglied betrachtet und gezeigt, wie die Siliziumdiode als exponentieller Widerstand in die Saugschaltung eines logarithmischen Verstärkers eingesetzt werden kann. Das Verhältnis der Störspannung zur Überschwingungsneigung im differenzierenden Verstärker wird betrachtet. Die Verwendbarkeit eines progressiven Widerstandes, bestehend aus zwei gegeneinandergeschalteten Halbleiterdioden, und die vorteilhaften Ergebnisse, die sich mit diesem Widerstand im logarithmischen Kanal gewinnen lassen, werden beschrieben. Es wird gezeigt, wie die Driftspannung im logarithmischen Verstärker mit einem Schwingkondensatorverstärker und im differenzierenden Verstärker mit einem Zerhackerverstärker selbsttätig kompensiert werden kann.

Anwendung der Bremsstrahlung

Von Dr. K. H. Waechter, Erlangen=Bruck

(Kurzfassung)

Der Mangel an γ=strahlenden Isotopen niederer Energie und großer Halbwertszeit führt dazu, die Bremsstrahlung β=strahlender Isotope für gewisse technische Meßaufgaben zu verwenden. Nach einigen Ausführungen über die Natur der Bremsstrahlung wird der Aufbau von Bremsstrahlungsquellen geschildert. Es werden Spektren verschiedener Bremsstrahlungsquellen gezeigt. Als Nachweisgerät für technische Meßaufgaben, bei denen hohe Genauigkeit

verlangt wird, gilt die Ionisationskammer. Um ihre an und für sich niedere Ansprechwahrscheinlichkeit für Bremsstrahlung zu erhöhen, wird ihre Oberfläche stark vergrößert und eine hohe Photoelektronenerzeugung durch Einbringung dünner Schichten aus Elementen hoher Ordnungszahl erreicht. Derartige mit Ionisationskammern ausgerüstete Anlagen werden vornehmlich für Dickenmessung und verwandte Gebiete verwendet.

Veröffentlichung in „ETZ", Ausgabe A, 12. Heft, 82. Jahrgang, S. 372.

Siedewasser-Reaktoren

Von Dipl.-Ing. A. Schuller, Frankfurt/Main

(Auszug)

Der Siedewasser-Reaktor verwendet, wie der konventionelle Dampfkessel, vollentsalztes Wasser als Kühlmittel, erwärmt und verdampft es und gibt es an die Dampfturbine ab. Man sollte also glauben, daß nichts näher lag, als schon im Frühstadium der Reaktortechnik die Entwicklung des Siedewasser-Reaktors unverzüglich aufzunehmen. Das war aber nicht so, andere Reaktoren wurden zunächst bevorzugt, weil man in der Dampfblasenbildung des Siedewasser-Reaktors ein Moment der Unstetigkeit erblickte, dessen Auswirkung auf die Reaktivität und Betriebsstabilität einfach unbekannt war. Außerdem gaben weder die Theorie des Siedevorganges noch die auf 100 Jahre zurückblickende Erfahrung im Dampfkesselbau befriedigende Antworten auf die Frage der Geschwindigkeit der Dampfblasenbildung im Falle plötzlicher Leistungssteigerungen. Gerade dies war aber für die Sicherheit des Reaktors unbedingt notwendig zu wissen.

Vorexperimente mit elektrisch beheizten Brennstoffelementen erbrachten den ersten Nachweis, daß die Dampfbildung bei Laständerungen außerordentlich rasch nachfolgt. Damit waren die Voraussetzungen für nukleare Experimente gegeben. Diese zeigten, daß gerade die Dampfblasen einerseits einen hohen Grad von Sicherheit zum Selbstabschalten des Reaktors mit sich bringen, daß aber andererseits auch ein kontinuierlicher Reaktorbetrieb trotz Dampfblasenbildung möglich ist. Hierauf erst wurden der Druck und damit die Temperatur sowie die Wärmeleistung und die Kernabmessungen selbst gesteigert. Im Jahre 1955 stellte in den Vereinigten Staaten ein Großversuch mit einem Reaktor und einem in Serie geschalteten Dampfturbosatz unter Beweis, daß elektrische Energie im Dauerbetrieb mit einem Siedewasser-Reaktor erzeugt werden kann.

Eine weitere Experimentieranlage mit größerer Leistung ließ erkennen, daß die Leistung des Reaktorkernes auf das dreifache steigerbar war.

In diesem Stadium griff eine amerikanische Firma die Entwicklung auf, baute einen eigenen Reaktor dieses Typs binnen Jahresfrist und ließ ihn über einen vorhandenen Turbosatz auf ein öffentliches Netz arbeiten. Gleichzeitig wurde der erste Auftrag auf ein Groß=Kernkraftwerk mit einer Nettoleistung von 180 MWe entgegengenommen und in rund dreijähriger Bauzeit abgewickelt.

Auch in Europa wurde mittlerweile der Bau von zwei Siedewasser=Kernkraftwerken beschlossen, einer Großanlage in Italien und des Versuchs=Atomkraftwerkes Kahl in der Bundesrepublik Deutschland. Beide Anlagen fußen auf amerikanischen Entwürfen.

Die Erfahrungen beim Bau des *Versuchsatomkraftwerkes Kahl* gestatten zwar noch keine allgemeine Schlußfolgerung. Es läßt sich aber immerhin schon sagen, daß die nahezu ausschließlich im Lande gefertigten Bauelemente den erhöhten Anforderungen, die an Material und Maßhaltigkeit gestellt werden mußten, entsprechen. Das galt besonders für die Hauptteile des Primärkreislaufes, und zwar das rund 100 t schwere, innen plattierte Reaktor=Druckgefäß, ferner für den Wärmeaustauscher zur Umformung von radioaktivem Primär= in nicht aktiven Sekundärdampf und den Unterkühler, einen weiteren Wärmeaustauscher, zur Abkühlung des Primärwassers.

Die Montage der Anlageteile auf engem Raum erforderte eine weitergehende zeichnerische Festlegung von Einzelheiten. Die gute Zugänglichkeit zu den Einrichtungen durfte trotz der zahlreichen Strahlenschutzwände nicht vernachlässigt werden. Dies erwies sich schon während der Montage, insbesondere aber bei den Funktionsprüfungen als richtig, da ein sogar mehrfacher Ausbau einzelner Teile oder Systeme erforderlich wurde.

Das in den Vereinigten Staaten in Betrieb befindliche Großkraftwerk hat nicht nur die zugesagte volle Leistung erbracht, sondern auch die Gewißheit, daß in dem Reaktor darüber hinaus eine Leistungsreserve von größenordnungsmäßig 35 % vorhanden ist. Vorläufige Messungen haben ergeben, daß auch der mit rund 29 % zugesagte Netto=Wirkungsgrad überschritten wird. Der Eigenbedarf der Anlage beträgt nur 4,6 %, im übrigen ein Charakteristikum von Siedewasser=Kernkraftwerken. Die absolute Stabilität des Reaktors hat sich nicht nur im kontinuierlichen Betrieb erwiesen, sondern auch bei Momentabschaltungen des Turbosatzes oder des Reaktors und bei der versuchsweisen Abschaltung lebenswichtiger Hilfsaggregate.

Lastwechsel in den Grenzen von 55 % bis 100 % wurden ohne Bewegung der Kontrollstäbe sanft ausreguliert. Schließlich ergab der Ausstoß radioaktiver Gase am Schornstein bei Vollast nur einen rund 10^4 mal kleineren Wert als zulässig; auch die Strahlendosis für das Bedienungspersonal blieb unter der berechneten.

Trotz dieser bereits im „kommerziellen" Bereich liegenden Ausführungsmöglichkeiten von Kernkraftwerken mit Siedewasser=Reaktoren sind weitere vielversprechende Verbesserungen beabsichtigt, die letztlich alle eine Vereinfachung und bessere Ausnützung des Reaktorkernes und der Reaktorhilfssysteme zum Ziele haben. Auch strebt man nach einer genaueren Überwa=

chung des Reaktors während des Betriebes, z. B. durch interne Fluß=, Tempe=ratur= und Druckmessungen und nach einer selektiven und kurzfristigen Ent=deckung von Brennelementschäden. Hierbei handelt es sich jedoch schon um Verfeinerungen.

Der Übergang vom Sattdampfzustand auf höhere Temperatur und höheren Frischdampfdruck ist demgegenüber von größerer Bedeutung. Nicht nur wegen der damit verbundenen Verbesserung des Wirkungsgrades, sondern auch wegen der zu erwartenden Herabsetzung der Anlagekosten. Dieses gilt sowohl für den Reaktorteil als auch für den Turbinenteil. Darüber hinaus wird die Pumpenarbeit und damit der Eigenbedarf verkleinert, ebenso der Wasserinhalt des Primärsystems und damit die Auswirkungen bei einem maximal denkbaren Unfall. Schließlich wird Erosion an den Turbinenschau=feln in einem weiten Bereich vermieden.

Zahlreiche Überlegungen über eventuell geeignete Überhitzer=Reaktoren sind im Gange, wobei in großen Zügen zwischen der Unterbringung des Über=hitzerteiles in einem separaten Gefäß oder in dem Siedewasser=Reaktor selbst unterschieden werden kann.

Bei Unterbringung in zwei Gefäßen ist die bessere Anpassung an die physi=kalischen und thermischen Eigenschaften des Kühlmittels und Moderators möglich. Eine solche Kombination von zwei Reaktoren stellt eine interessante Zwischenlösung dar, deren technische Ausführbarkeit und wirtschaftliche Aussichten zur Zeit im Rahmen des deutschen 500 MW=Programmes unter=sucht werden.

Im Innern komplizierter wegen der Koppelung der Siede= und Überhitzer=Zone, dagegen äußerlich bestechend einfach ist der Eingefäß=Siedewasser=Überhitzer=Reaktor. Die Anordnung der Überhitzer=Zone ist im Zentrum oder an der Peripherie des Siedewasserteiles bzw. oberhalb desselben, d. h. in Serie möglich. Erstrebenswert ist der einfache Wasser=Dampfdurchlauf durch den Reaktor.

Ein solcher „Heißdampf=Reaktor" verspricht, kurz gefaßt, folgende Vorteile in sich zu vereinigen:

1. Erzeugung von überhitztem Hochdruckdampf auf kleinstem Raum.
2. Verwendung des Reaktor=Kühlmittel= und Moderator=Stoffes als Arbeits=mittel für die Turbine und damit Vermeidung eines Wärmeaustauschers.
3. Gute Wärmeübergangsverhältnisse in den Kühlkanälen, wobei die Druck=verluste keine entscheidende Rolle spielen, da sie durch geringfügige zu=sätzliche Leistung der Speisepumpen aufgebracht werden.
4. Geringes Volumen in den Kühlkanälen, so daß die Dichteänderung des Kühlmittels gegenüber dem Moderatorgewicht vernachlässigt wird.
5. Unbedeutende Reaktivitätserhöhung beim Fluten der Kühlkanäle wegen der geringen Volumina.
6. Verwendbarkeit durchgehend glatter Brennstoffelemente.

7. Kompensation des Spaltgasdruckes in den Brennstoffelementen durch den von außen in den Kühlkanälen herrschenden hohen Druck im Betrieb, d. h. bei hoher Temperatur.

Eine solche Anlage würde sich bezüglich des Wärmekreislaufes in nichts mehr von einem hochmodernen, konventionellen Dampfkraftwerk unterscheiden. An die Stelle des Kessels würde der Reaktor treten und der Wirkungsgrad des Wärmekreisprozesses würde sich um ca. 6 % erhöhen; denn Kernreaktoren haben keine Abgasverluste, dafür aber zumindest bei den sogenannten „fortgeschrittenen" Typen, zu denen auch der Heißdampf-Reaktor gehört, noch eine Reihe ungelöster Probleme.

Veröffentlichung ist nicht vorgesehen.

Reaktoren mit graphitumhüllten Brennstoffelementen

Von Dr. R. Schulten, Mannheim

(Kurzfassung)

Vier Reaktoren dieses Typs sind heute in Planung bzw. befinden sich in Bau:

1. Dragon-Reaktor,
2. Peach-Bottom-Projekt,
3. Turret-Projekt, Los Alamos,
4. AVR-Projekt.

A. Das Grundprinzip der Reaktoren mit graphitumhüllten Brennstoffelementen ist die typische Art des Brennstoffelementes.

1. Der Brennstoff von Urankarbid ist gemischt mit Graphit.
2. Dieser Brennstoffkern ist umgeben mit einer Graphitumhüllung, die gleichzeitig als Strukturmaterial dient.
3. Die Gesamtkonstruktion des Elementes erfolgt so, daß durch die Verdünnung des Brennstoffes in Graphit eine hohe Ausnutzbarkeit des Brennstoffelementes ohne wirksame Strahlungsschädigung erreicht werden soll. Die Umhüllung ist mechanisch nicht mit dem Brennstoffkörper verbunden. Die Wärmeübertragung erfolgt notfalls durch die Wärmestrahlung. Das Hauptziel dieses Typs ist nicht die hohe Temperatur, sondern die hohe Ausnutzbarkeit der Brennstoffelemente.

B. Der sogenannte untermoderierte Typ.

Zu diesem Typ zählt Dragon und Peach Bottom.

1. Grundgedanke des untermoderierten Typs.
   Einmaliger Einsatz des Brennstoff-Vorrates und möglichst hohe Ausnutzung ohne weitere Nachbeschickung.
2. Als Konsequenz:
   Einbau einer sehr hohen Reaktivität, die durch Absorberstäbe ausgeglichen werden soll.
3. Das hohe Verhältnis zwischen Brennstoff und Moderator, d. h. Untermoderierung des Reaktors; spez. Leistung, d. h. Megawattwärme pro Kilogramm Uran ist relativ klein.
4. Die Leistung des Reaktors pro Einheit der Wärmekapazität ist klein, der Reaktor daher nicht so temperaturstabil.
5. Der Temperaturkoeffizient ist kleiner wegen des härteren Neutronenspektrums.
6. Bei Wassereinbruch ist eine Reaktivitätssteigerung zu erwarten.
7. Um Reaktivität zu sparen, sollen möglichst viele Spaltprodukte aus den Brennstoffelementen fließen. Der Strom der Spaltprodukte wird daher durch stabförmige Brennstoffelemente hindurch in die Reinigungsanlage gesaugt.

C. Der sogenannte übermoderierte Typ.

Der Grundgedanke des übermoderierten Typs ist seine kontinuierliche Beschickung mit Brennstoff, die es ermöglicht, das Brennstoff- und Brutstoffverhältnis dem Brutprozeß möglichst ideal anzupassen.

1. Konsequenz aus der kontinuierlichen Beschickung; kugelförmige Brennstoffelemente.
2. Die Spaltprodukte können in den Brennstoffelementen verbleiben, da genügend große Reaktivitätsreserven durch Nachschub von Spaltstoffen geschaffen werden können; nur geringe Mengen von Radioaktivität, lediglich die Edelgase sollen nach außen in den Primärkreislauf diffundieren.
3. Keine Überschuß-Reaktivität; das Zusammenschmelzen des Cores ist nicht möglich.
4. Der Spaltstoffeinsatz kann sehr niedrig gehalten werden, d. h. es wird eine relativ hohe spez. Leistung erzielt, geplant ist 3 Megawatt/Kilogramm Spaltstoff.
5. Der Kugelhaufen ergibt eine niedrige Reaktorcoredichte, die damit verbundenen Reaktivitätsverluste und Spaltstoffverluste durch Neutronenausfluß können aber durch die günstige Anpassung an die Brutvorgänge ausgeglichen werden.

D. Vorführung einiger Bilder des AVR-Reaktors.

Bild 1: Fotographie des Modells des Atomkraftwerkes.
Bild 2: Anordnung der Sperrspalte, Aktivitätsgefälle des Reaktors.

Bild 3: Prinzip=Schaltbild der Gasreinigung und Entseuchungsanlage.
Bild 4: Prinzip=Schaltbild der Brennstoffbeschickungsanlage.
Bild 5: Montagewagen für die auszubauenden Filter.
Bild 6: Schnitt durch das gekapselte Kühlgebläse.

E. Versuchsprogramm der Arbeitsgemeinschaft BBC—KRUPP.

Im Versuchsprogramm wurden bisher insgesamt 30 verschiedene Versuchs=reihen ausgeführt bzw. aufgenommen.

Die wichtigsten sind:

1. Ein heißes Kreislaufexperiment im Forschungszentrum Mol, wo Brenn=stoffelemente im Temperaturbereich von Zimmertemperatur bis zu 1600 °C geprüft worden sind.

   Resultate:

   a) Die Diffusions= und Leckageerscheinungen von Spaltprodukten wurden erforscht;
   b) das Verhalten der Spaltprodukte innerhalb der Kreislaufapparatur, vor allem die Absorption an den Wänden wurde untersucht;
   c) alle Hilfseinrichtungen des geplanten Reaktors wurden im verkleinerten Maßstab innerhalb der Kreislaufapparatur erprobt.

   Die reproduzierten Versuchsergebnisse gestatten uns den Schluß, daß die Aktivität im beabsichtigten Reaktor praktisch nur auf Xe 133 zurückzu=führen sein wird. Xe 135 und Kr 85 spielen eine untergeordnete Rolle. Die übrigen chemisch=bindbaren Spaltprodukte werden etwa mit einer Lebensdauer von 10 sec als freie Spaltprodukte an den inneren Wänden des Reaktorsystems gebunden. Die Gesamtaktivität der chemisch=bind=baren Spaltprodukte liegt nach diesen Ergebnissen unter 1000 Curie.

2. Graphit=Diffusionsexperimente

   Diese Experimente wurden mit drei verschiedenen Anordnungen durchge=führt. Die Diffusionskonstante wurde in Abhängigkeit des Druckes und der Temperatur in einem Bereich von Zimmertemperatur bis zu 600 °C gemessen.

3. Leckageversuche

   Zahlreiche Werkstücke, wie z. B. Schweißnähte, Rohrstücke und dergleichen, werden einer sehr scharfen Leckageprüfung unterzogen.

4. Schweißprogramm

   Alle zur Verwendung kommenden Materialien wurden auf ihre Schweiß=barkeit und auf ihre besonderen Materialeigenschaften hin in einem großen Testprogramm geprüft. Alle schwierigen Schweißnähte, die für den Reak=tor geplant worden sind, wurden probeweise bereits einmal durchgeführt und hinterher intensiv untersucht.

5. Reaktormodellexperiment 1:1

   Kugeldruck und Durchfluß der Kugeln durch einen großen Kugelhaufen.

6. Vorbereitungen durch ein unterkritisches Experiment.
7. Wärmeübergangs= und Druckversuche im Kugelhaufen, insbesondere Messung der Geschwindigkeitsverteilung in Abhängigkeit von radialen Temperaturdifferenzen.
8. Versuche zur Messung des Abbrandzustandes.

Die obengenannten Versuchsreihen sind die großen unter den bisherigen Versuchen. Zahlreiche kleinere Versuche schließen sich diesen an.

Wird nicht veröffentlicht.

Gasgekühlter, graphitmoderierter Reaktor

Von Dr.=Ing. H. Benzler, Oberhausen

(Auszug)

I. Kennzeichnung des Reaktortyps

Der in meinem Vortrag behandelte Reaktor hat folgende Kennzeichen:

1. Das Kühlmittel ist ein Gas.
2. Der Moderator besteht aus Graphit.
3. Der Reaktor ist unverseucht.

Ein Reaktor mit unverseuchtem Kühlkreislauf bietet große Vorteile für den Kraftwerksbetrieb: Wichtige Teile wie Dampferzeuger, Gebläse und Absperrorgane sind bei abgeschaltetem Reaktor ohne weiteres zugänglich und können bei Bedarf ausgebaut werden. Eine vollkommene Abdichtung des Gaskreislaufs ist nicht nötig. Daher können konventionelle Maschinenbauteile verwendet werden. Schließlich verursacht das Ein= und Ausbringen von Brennelementen, Regelstäben und sonstigen auswechselbaren Teilen des Reaktorkerns keine Schwierigkeiten.

Diese Vorzüge vermindern die Kosten eines Kernkraftwerkes und vergrößern seine Betriebssicherheit.

II. Entwicklung

Die Babcockwerke in Oberhausen haben sich seit 1955 mit der Entwicklung und Verbesserung gasgekühlter, graphitmoderieter Reaktoren befaßt. Im Aprli 1959 erhielten sie von der Studiengesellschaft für Kernkraftwerke (S.K.W.) einen Projektierungsauftrag für ein fortschrittliches 150=MW=Leistungskraftwerk. Die Untersuchungen zeigten schon zeitig, daß keramischer Brennstoff in Stahlhülsen sehr gute wirtschaftliche Aussichten bot. Eine der Haupt=

arbeiten bei der Planung war daher, die früher für einen Betrieb mit metallischen Brennelementen entwickelten Konstruktionsprinzipien auf einen Reaktor mit keramischem Brennstoff umzustellen.

Der Reaktorbehälter ist eine Stahlkugel von 12,3 m Durchmesser und enthält 340 t Graphit als Moderator. Auf jeder Seite steht ein Dampferzeuger von etwa 27 m Höhe und 6,5 m Durchmesser, in denen insgesamt 553 t Dampf je Stunde von 180 ata Druck und 465 ° C erzeugt werden.

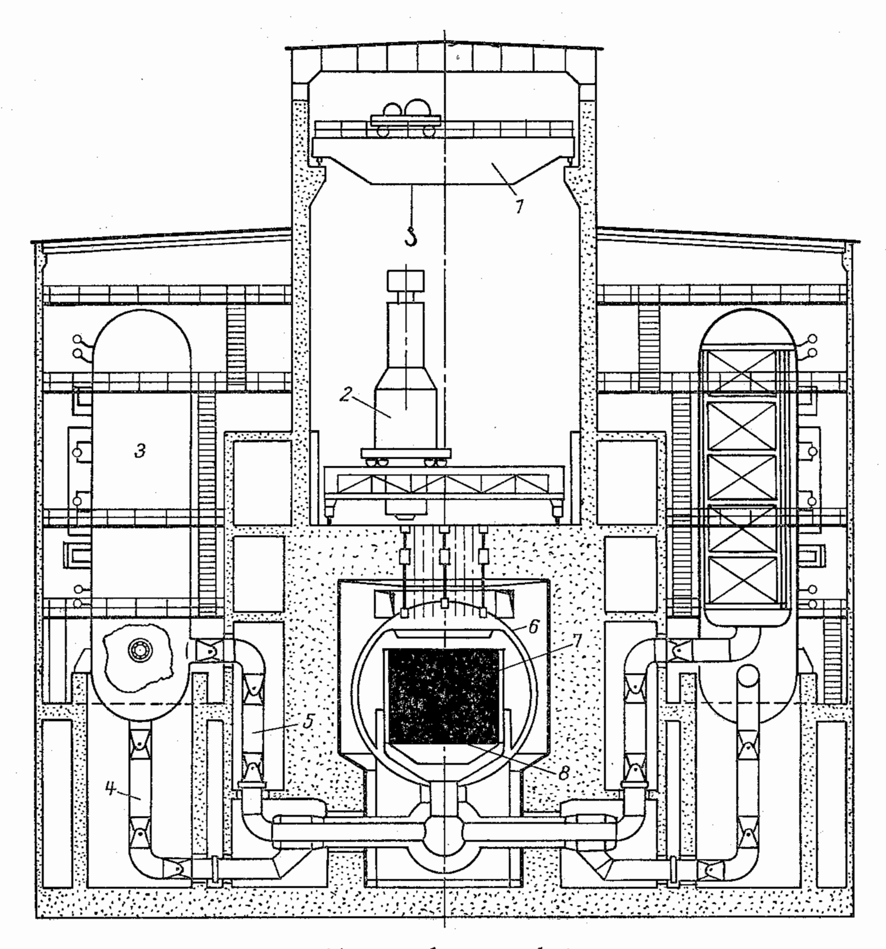


Abb. 1: Reaktorquerschnitt

1 Kran
2 Beschickungsmaschine
3 Wärmetauscher
4 Kaltgasleitung
5 Heißgasleitung
6 Druckkugel
7 Reaktorkern
8 Tragrost

Kühlgas ist CO_2 von 50 ata Druck, das mit 315 ° C unten aus den Dampf=erzeugern austritt und durch ringförmige Anschlußleitungen in den Kaltgas=stutzen der Reaktorkugel eintritt. Von dort strömt das kalte CO_2 zur Kühlung an der Behälterwand nach oben und anschließend durch etwa 400 mit Brenn=stoff belegte Graphitkanäle in den unter dem Reaktortragrost befindlichen Heißgassammler.

Das heiße CO_2 von 485 ° C wird durch den inneren Teil der Doppelrohre aus dem Sammler zu den Dampferzeugern geführt, die es von unten nach oben durchströmt. Das abgekühlte Gas gelangt dann durch einen Ringraum zu den im unteren Teil der Dampferzeuger liegenden Gebläsen.

Diese Anordnung des Gaskreislaufs ermöglicht es, alle Behälterwandungen einwandfrei zu kühlen und die Brennelemente, die von oben her in den Reaktorkern eingeführt werden, unter der kalten CO_2=Temperatur zu halten.

Ein Vergleich mit dem schottischen Kernkraftwerk Hunterston, das ebenfalls für 150 MW elektr. Nettoleistung ausgelegt ist, zeigt folgendes:

Anstelle der acht Dampferzeuger bei Hunterston sind jetzt nur noch zwei Einheiten erforderlich. Die Reaktorkugel konnte von 21,4 auf 12,3 m Durch=messer verkleinert werden. Anstelle von 250 t Brennstoff sind jetzt nur noch etwa 35 t Einsatz nötig, während die Graphitmenge von ca. 2200 auf 340 t zurückging.

Diese Gegenüberstellung zeigt deutlich die erzielten Fortschritte.

III. Brennelemente

Über den SKW=Reaktor ist folgendes zu sagen:

Hohe Betriebssicherheit der Brennelemente über die gesamte Einsatzzeit wird bei unserem Entwurf dadurch gewährleistet, daß sowohl die Temperatur der Stahlhülsen als auch die des Urandioxyds weit unter den zulässigen und üb=lichen Werten liegt. So beträgt die nominale Höchsttemperatur der Stahlhülsen nur etwa 620 ° C — gegenüber einem Schmelzpunkt von 1400 ° C — und die der UO_2=Preßlinge etwa 900 ° C bei einem Schmelzpunkt von 2800 ° C.

Diese sehr niedrige Brennstofftemperatur wird durch die Ringform der Preß=linge möglich. Sie bewirkt, daß nur ein verschwindend kleiner Teil der Spalt=produkte aus dem UO_2 entweicht und sich im Hohlraum der Stäbe sammelt. Es kann sich deshalb auch bei sehr großem Abbrand kein merklicher Gasdruck im Element aufbauen und die Stahlhülsen verformen. Die Hülsen selbst sind so stark bemessen, daß sie auch den äußeren CO_2=Druck von 50 at ohne weiteres aushalten.

Der beschriebene Brennelement=Entwurf läßt auf Grund seiner günstigen Konstruktion einen besonders hohen Abbrand erreichbar erscheinen. Dazu kommt, daß aus physikalischen Gründen der Abbrand des gesamten Brenn=stoff=Einsatzes sehr gleichmäßig ist. Somit sind die aus dem Brennstoff ent=stehenden Stromkosten bei diesem Projekt besonders niedrig.

Aus den USA liegen bereits zahlreiche Ergebnisse mit bestrahlten Brenn=elementen vor. Die ringförmigen UO_2=Preßlinge wurden dabei bis zu 13 000 MWd/t Abbrand belastet.

Diese Versuche zeigten, daß die UO_2=Ringe durch Thermospannungen haupt=sächlich in radialer Richtung springen. Innerhalb der Stahlhülsen bleibt daher der Zusammenhalt gewahrt. Bei unserem Entwurf ist ein derartiges Zer=springen allerdings nicht zu befürchten, da die Temperatur=Differenz im UO_2 bewußt klein gehalten ist und überall unter 75 ° C liegt.

Insgesamt sind für einen Reaktoreinsatz etwa 2400 Brennelemente notwendig, von denen je sechs in einem Kühlkanal liegen.

IV. Sonstige Anlageteile

Die Beschickungsmaschine arbeitet unter vollem Reaktordruck und besteht im Gegensatz zu bisherigen Anlagen aus einer einzigen Einheit, die alle Opera=tionen ausführt und auf der Reaktordecke fahrbar ist. Die Brennelemente werden durch 69 Beschickungsstutzen von oben her ein= und ausgebracht und über eine Zwischenkühltrommel zum Kühlteich befördert. Prototype der wich=tigsten Teile der Beschickungsmaschine werden zum Nachweis ihrer Funk=tionsfähigkeit angefertigt.

Die Regelstäbe

Vorgesehen sind 8 Fein=, 40 Grob= und 10 Sicherheitsstäbe, die von oben her in den Reaktorkern eingelassen werden. In den Standrohren des Druckbe=hälters sitzen frequenzgeregelte Synchronmotoren, welche die Regelstäbe über Kettenantriebe bewegen. Ein kompletter Regelstabantrieb wird bereits gebaut, der unter Reaktordruck und =Temperatur erprobt werden soll.

Die Flußmeßeinrichtung

In 16 zusätzlichen Standrohren des Druckbehälters sind Einrichtungen zum Ausmessen des Neutronenflusses untergebracht, die während des Reaktor=betriebs den Flußverlauf nachmessen. Ebenfalls von diesen Anlagen wird bereits jetzt eine Einheit mit der zugehörigen elektrischen Ausrüstung her=gestellt, mit der die Funktionsfähigkeit nachgewiesen werden kann.

CO_2=Gebläse und Antriebe

Die Haupt=CO_2=Gebläse sind im unteren Teil der Dampferzeuger eingebaut und waagerecht gelagert. Ihre volle Leistung beträgt 6500 kW bei einer Dreh=zahl von 3200 U/min.

Sie werden von regelbaren Niederdruckdampfturbinen mit Kondensations=betrieb angetrieben. Diese Turbinen haben einen besonders hohen Wirkungs=grad und entlasten gleichzeitig den ND=Teil der Haupturbine.

Für das Anfahren sowie als Hilfsbetrieb der CO_2=Gebläse sind auf der Gebläsewelle polumschaltbare Ponymotoren angebracht, die wahlweise mit 735 oder 490 U/min betrieben werden können.

Dampferzeuger

Jeder der beiden Dampferzeuger enthält fünf Rohrpakete aus 2″=Rohren mit aufgeschweißten Rippen. Die thermodynamischen Eigenschaften dieser Rohrpakete wurden in einem unter Druck stehenden Versuchskreislauf ermittelt.

In jeder Einheit werden 276,4 t Frischdampf je Stunde von 185 ata und 465 °C erzeugt. Ferner sind Zwischenüberhitzer eingebaut, die den aus der HD=Stufe der Turbine kommenden Dampf von 36 ata Druck bis zu einer Temperatur von 469 °C aufwärmen.

Turbine und Generator

Es ist eine dreistufige Turbine mit dreigehäusigem ND=Teil vorgesehen, die auf einem Drehstromgenerator von 155 MW Bruttoklemmleistung arbeitet. Die Projektierung des konventionellen Kraftwerkteils führten die Siemens=Schuckert=Werke aus, mit denen wir auch auf dem Gebiet der Messung, Instrumentierung und Regelung sowie der elektrotechnischen Ausrüstung zusammenarbeiten.

V. Sicherheit

Ich möchte damit die allgemeine Beschreibung des für die SKW entwickelten 150=MW=Kernkraftwerks abschließen und noch kurz auf die Sicherheit der Anlage eingehen.

Grundlage für die Auslegung war, daß bei keinem Störungsfall eine Beeinträchtigung durch Radioaktivität auftritt. Dieses Ziel wurde durch folgende Maßnahmen erreicht:

1. Es wird keine radioaktive Verseuchung des Kühlkreislaufs zugelassen.
2. Die Reaktorkühlung enthält eine vielfache Sicherheit.
3. Die Brennelemente sind besonders haltbar.
4. Die Reaktordynamik ist sicher.

Die Vorteile eines unverseuchten Kühlkreises wurden schon anfangs erörtert. Gasleckagen, die niemals vollständig vermieden werden können, sind bei unserem Entwurf ungefährlich.

Die vielfache Sicherheit der Reaktorkühlung geht aus folgendem hervor: Normalerweise arbeiten zwei Kühlkreisläufe. Fällt einer davon aus, so kann das Kraftwerk weiter mit etwa 60 % Last gefahren werden. Fällt die Turbine des zweiten Hauptgebläses aus, so übernimmt dessen Ponymotor den weiteren Antrieb. Bei einem Versagen beider Hauptgebläse wird der Reaktor durch Thermoumlauf ausreichend gekühlt.

Schließlich ist noch ein Notkühlkreislauf vorgesehen, der die Reaktorwärme bei vollem wie auch atmosphärischem Gasdruck abführen kann. Dieser Kreislauf soll die notwendige Betriebssicherheit für den unwahrscheinlichen Fall geben, daß ein Hauptkreislauf in Reparatur ist und der zweite ausfällt.

Selbst wenn der Reaktorkern überhaupt nicht mehr gekühlt würde, könnten keine Spaltprodukte aus den Brennelementen austreten. In einem solchen Fall, der aber praktisch unmöglich ist, würde die Nachwärme der Brennelemente bei Temperaturen von etwa 900 ° C durch Strahlung an den Graphit abgeführt werden. Da sich innerhalb der Brennstoffstäbe kein merklicher Gasüberdruck aus Spaltprodukten aufbaut, bersten die Stahlhülsen auch dann nicht, wenn der Reaktordruck verloren ginge.

Der letzte für die Reaktorsicherheit maßgebende Punkt ist der negative Temperaturkoeffizient des Brennstoffs. Er beträgt etwa $5 \cdot 10^{-5}/^\circ$ C und ist damit so groß, daß selbst bei Versagen aller Regeleinrichtungen keine unzulässigen Temperaturanstiege auftreten.

VI. Zusammenfassung, Aussichten

Wir glauben, mit der Weiterentwicklung des gasgekühlten Reaktors konventionellen Typs, d. h. eines Reaktors mit unverseuchtem Kühlkreislauf, in folgerichtiger Weise zu einem wirtschaftlichen Kernkraftwerk gelangen zu können.

Aus unseren Projektierungsarbeiten für ein 150-MW-Kernkraftwerk mit keramischen Brennelementen geht hervor, daß die Kosten einer solchen Anlage gegenüber denen eines Kernkraftwerks mit den bisher verwendeten metallischen Brennelementen einschneidend verringert werden können. Die auf die kWh bezogenen Brenstoffkosten werden auf der gleichen geringen Höhe bleiben, wie sie bisher nur für Kernkraftwerke des sog. Calder-Hall-Typs erreicht werden konnten. Schließlich ist die Betriebssicherheit des fortschrittlichen gasgekühlten Reaktors noch größer als die des bewährten Calder-Hall-Typs.

Nach Abschluß des umfangreichen Versuchs- und Entwicklungsprogramms, das die Babcockwerke im Auftrag der SKW ausführen, werden die wirtschaftlichen Vorteile der neuen 150-MW-Anlage in einem vollständigen Lieferangebot zum Ausdruck kommen.

Zum Schluß sei für einen Vergleich noch auf folgendes hingewiesen: Der von uns ausgearbeitete Entwurf setzt die Möglichkeit eines Bauauftrages im nächsten Jahr voraus. Er geht deshalb nicht über das hinaus, was heute schon technisch einwandfrei beherrschbar erscheint. Ich erinnere nur an die Begrenzung der Gastemperatur auf 485 ° C gegenüber der Temperatur von etwa 570 ° C der englischen bzw. amerikanischen Versuchsreaktoren AGR und EGCR.

Nach einem erfolgreichen Probebetrieb dieser beiden Anlagen wird es möglich
sein, noch bessere Entwürfe anzufertigen, die vielleicht die doppelte Leistung
aus einem gleichgroßen Reaktor herausholen. Dabei wird sich der Kraftwerks-
Nettowirkungsgrad von bisher $38\,^{1}/_{4}\,\%$ auf über $40\,\%$ erhöhen.

Ein Entwicklungsprogramm für Kernkraftwerke mit Natrium-Kühlung

Von Dr. R. Harde, Bensberg

Es bestehen wohl kaum Meinungsverschiedenheiten darüber, daß das alleinige
Ziel bei der Entwicklung von Kernkraftwerken die wirtschaftliche Erzeugung
elektrischer Energie ist. Auch alle Sicherheitsfragen lassen sich letzten Endes
auf wirtschaftliche Dinge zurückführen, weil im Prinzip jede Umgebungs-
gefährdung durch entsprechenden, sich in den Kosten auswirkenden Aufwand
ausreichend reduziert werden kann.

Wegen der meist verhältnismäßig niedrigen Brennstoffkosten betrifft der
wichtigste einzelne Kostenfaktor bei Kernkraftwerken die auf die installierte
elektrische Leistung bezogenen sogenannten spezifischen Anlagekosten. Diese
sind vor allem von den Materialerfordernissen, der Kompliziertheit, der räum-
lichen Größe, der systembedingten Sicherheit und dem erzielbaren Wirkungs-
grad der betreffenden Anlage abhängig. Aus alle diese Parameter hat die
Wahl des Reaktorkühlmittels einen entscheidenden Einfluß. Die bisher in
Betracht gezogenen Reaktorkühlmittel scheinen jedoch leider alle eine nicht-
ideale Kombination dieser Parameter zu bedingen. Ein bester, d. h. wirtschaft-
lich eindeutig günstigster Reaktortyp ist daher noch nicht erkennbar, und es
wäre durchaus erstaunlich, wenn sich für alle Standorte, Leistungsgrößen und
Anwendungen ein einziger, bestimmter Typ durchsetzen würde.

Die ökonomischen Erwartungen, die sich an die jetzt projektierten oder ge-
bauten Anlagen knüpfen, bedürfen noch der Bestätigung durch praktische
Betriebserfahrungen. Die Konkurrenzfähigkeit dieser Kraftwerke wird höch-
stens unter besonders günstigen Umständen erreichbar sein. Es ist daher
auch offen, ob auf lange Sicht die Fortentwicklung der jetzt gebauten Typen
oder die Entwicklung neuartiger, sogenannter fortgeschrittener Systeme wirt-
schaftlich zweckmäßig sein wird. Als „fortschrittlich" wird manchmal schon
die Tatsache bezeichnet, daß eine Reaktoranlage hohe Kühlmitteltemperaturen
zuläßt. Im ökonomischen Sinne fortschrittlich ist eine solche Anlage natürlich
erst, wenn bei hohen Kühlmitteltemperaturen hohe Anlagenwirkungsgrade
mittels vertretbarer Aufwendungen erzielt werden können. Hohe Kühlmittel-

temperaturen allein garantieren aber zunächst mit größerer Sicherheit tech=nische Schwierigkeiten als wirtschaftlichen Erfolg.

Grundsätzlich besteht jedoch eine gute Chance, durch hohe Anlagenwirkungs=grade niedrige Kernenergiekosten zu erreichen, zumal dabei auch die Brenn=stoffausnützung günstiger wird.

Zu den Reaktorkühlmitteln, die Dampfbedingungen für moderne Dampf=turbinen zulassen, gehört flüssiges Natrium. Seine praktische Verwendbarkeit als Wärmeübertragungsmedium für das Core von Leistungsreaktoren kann durch den erfolgreichen Betrieb mehrerer Versuchs= und Prototypreaktoren als erwiesen gelten.

Das Interesse an Natrium als Reaktorkühlmittel rührt in erster Linie her von seinen günstigen Wärmeübertragungsmerkmalen und seiner Eigenschaft, bei sehr kleinem Betriebsdruck hohe Kühlmitteltemperaturen zuzulassen. Da=durch werden große Leistungsdichten im Brennstoff bei geringem Temperatur=unterschied zwischen Brennstoffhülle und Kühlmittel, kleine Wärmetauscher=flächen sowie ausgezeichnete Anlagenwirkungsgrade möglich. Auch die Be=ständigkeit von Natrium gegenüber Reaktorstrahlung, seine chemische Ver=träglichkeit mit fast allen für den Betrieb mit hohen Temperaturen in Betracht kommenden Materialien und die verhältnismäßig geringe Neutronenabsorp=tion sind bemerkenswerte Vorteile dieses Kühlmittels. Nachteilig wirken sich aus vor allem die starke Aktivierbarkeit des Natriums durch Neutronen sowie seine Neigung, heftig mit Wasser und dem Sauerstoff der Luft zu reagieren. Dabei werden besondere Aufwendungen für Abschirmungen und gewisse Sicherheitsvorkehrungen erforderlich. Auch die Tatsache, daß Natrium erst bei 98 ° C flüssig wird, findet seinen Niederschlag in Extrakosten für Beheizungseinrichtungen.

Ohne die Besonderheiten der Natriumkühlung zu verkennen, kann jedoch auf Grund der bisherigen, im Ausland gesammelten Erfahrungen festgestellt werden, daß die Aktivität und Brennbarkeit des Natriums weder in bezug auf die Umgebungsgefährdung bei Unfällen noch im Hinblick auf die War=tung und Reparatur der Anlagen in Vergleich zu den meisten anderen Reak=tortypen außergewöhnliche Maßnahmen erforderlich macht.

Wegen des guten Wärmeübergangs und des niedrigen Dampfdrucks von Natrium ist ein Zusammenschmelzen des Cores auch bei schweren Unfällen, wie dem Bruch einer Hauptkühlmittelleitung, äußerst unwahrscheinlich. Ferner ist es praktisch ausgeschlossen, daß radioaktives Kühlmittel des Pri=märkreislaufes in Brand gerät, weil Schutzgasatmosphären innerhalb des Reaktors und außerhalb der mit aktivem Natrium gefüllten Behälter und Rohrleitungen sowie ein sekundärer Natriumkreislauf dies wirksam verhin=dern. Die inhärenten Sicherheitsmerkmale derartig ausgelegter thermischer Reaktoren werden in den USA so günstig beurteilt, daß für die beiden dort in Bau bzw. in Betrieb befindlichen Leistungsreaktoren mit Graphitmoderator

und Natriumkühlung kein äußeres gasdichtes oder druckfestes Sicherheits=gebäude (containment) gefordert wurde.

Betrachtet man jedoch unabhängig von seiner Wahrscheinlichkeit einen Kata=strophenfall, bei dem das gesamte radioaktive Narium verbrennt und das Core zusammenschmilzt, so würde die Umgebung durch freiwerdende Spalt=produkte in wesentlich höherem Maße gefährdet sein als durch radioaktives Natrium. D. h. aber, daß Natrium auch prinzipiell gegenüber anderen Reak=torkühlmitteln keine Gefährdungserhöhung für die Umgebung nach sich zieht.

Natriumgekühlte Reaktoren gelten als weniger weit entwickelt als etwa Wasserreaktoren oder der Calder=Hall=Typ. Dies hat seinen Grund vor allem in der Tatsache, daß im Vergleich zu den genannten anderen Typen ungleich neuartigere und schon wegen der hohen Kühlmitteltemperaturen auch grund=sätzlich schwierigere technologische Entwicklungsarbeiten zu leisten waren. Da außerdem bei vielen Energieversorgungsunternehmen durchaus verständ=liche psychologische Hemmungen gegenüber dem so gänzlich vom Herkömm=lichen verschiedenen Wärmeübertrager Natrium bestehen, ist das bislang nur geringe kommerzielle Interesse an solchen Kraftwerkstypen nicht verwun=derlich.

Die inzwischen vorliegenden Erfahrungen der Natriumtechnologie und darauf basierende neuere Entwürfe scheinen jedoch die Erwartung zu rechtfertigen, daß sich betriebssichere und mit modernen Dampfbedingungen arbeitende natriumgekühlte Kraftwerke entwickeln lassen, welche mit konventionellen Anlagen wirtschaftlich konkurrieren können.

Dementsprechend existiert zum Beispiel in den Vereinigten Staaten ein lang=fristiges und mit hohem Etat ausgerüstetes Entwicklungsprogramm für na=triumgekühlte Reaktoren. Im Vordergrund des Interesses steht dort die Ent=wicklung hochtemperaturbeständiger Brennstoffe, die hohen Abbrand erlau=ben und billig herzustellen sind. Versuche mit Uranmonocarbid haben bereits erste recht ermutigende Resultate ergeben. Metallische Uranlegierungen wer=den, obwohl als Erstausstattungen für mehrere Anlagen vorgesehen, nicht als langfristig befriedigende Lösung angesehen, da die bei zulässigen De=formierungen erzielbaren Abbrände zu gering sind. Uranoxyd hingegen weist zwar Bestrahlungs= und Temperaturbeständigkeit auf, läßt aber wegen der geringen thermischen Leitfähigkeit die guten Wärmeübertragungseigenschaf=ten von Natrium nicht recht zur Auswirkung kommen.

Zu den Kraftwerksbestandteilen, welche die Anlagekosten wesentlich beein=flussen, gehören die natriumbeheizten Dampferzeuger und Überhitzer. Hier gilt es, die bisher verwendeten äußerst kostspieligen Typen mit doppelten Rohrwandungen durch eine einfachere Bauart zu ersetzen. Die zu lösenden Entwicklungsprobleme sind gekennzeichnet durch das Erfordernis, die Kon=sequenzen von Rohrreißern zu beherrschen, welche flüssiges Natrium mit einer Temperatur von 500–600 ° C und Wasser bei mehr als 150 Atmo=sphären Druck miteinander in Kontakt bringen.

Neben den beiden Entwicklungsschwerpunkten Brennstoff und Dampferzeuger laufen noch eine ganze Anzahl kleiner Projekte, die der Verbesserung oder Vereinfachung von Anlagenbestandteilen oder Verfahren dienen.
In der Bundesrepublik studiert die Firma Interatom seit einiger Zeit im Rahmen eines langfristigen Programms und mit zunächst geringem Aufwand die Möglichkeiten der Natriumkühlung für Leistungsreaktoren. Durch die enge Zusammenarbeit mit der amerikanischen Firma Atomics International (North American Aviation) ist gewährleistet. daß dabei die Probleme der Natriumtechnologie realistisch gesehen werden. Atomics International hat durch den Bau und den Betrieb des Natrium-Graphit-Reaktors SRE in Kalifornien, die Planung der 75 MWe HNPF-Anlage in Nebraska und sein Forschungs- und Entwicklungsprogramm umfangreiche praktische Erfahrungen gewonnen und gilt daher auf dem Gebiete der natriumgekühlten Leistungsreaktoren als ausgesprochen kompetent.
Die Untersuchungen von Interatom gingen von dem gegenwärtigen Entwicklungsstand natriumgekühlter Reaktoren aus, der gekennzeichnet ist durch ein bevorzugtes Interesse an graphitmoderierten thermischen und an unmoderierten schnellen Systemen. Für die wirtschaftliche Beurteilung dieser Reaktoren sind neben den unterschiedlichen Sicherheitserfordernissen vor allem die Brennstoffanreicherung, Neutronenökonomie sowie die Größe und Kompliziertheit des Cores von Bedeutung. Während der thermische Typ relativ geringe Sicherheitsvorkehrungen sowie nur geringe Anreicherung, aber ziemlich große Coreabmessung erfordert und bei mäßiger Neutronenökonomie einen nur relativ geringen Abbrand wirtschaftlich vertretbar macht, gilt für schnelle Reaktoren gerade das Entgegengesetzte. Der häufig besonders betonte Vorteil günstiger Neutronenökonomie schneller Cores kommt jedoch wirtschaftlich als Folge der hohen Anreicherung und des relativ geringen Abbrandes zurzeit noch nicht zur Geltung. Es ist daher auch völlig offen und weitgehend von der Entwicklung der Kernbrennstoffe und deren Aufbereitungskosten abhängig, ob künftig den thermischen oder den nichtmoderierten Typen die größere wirtschaftliche Bedeutung zukommen wird. Schon wegen des ungleich höheren Zeit- und Geldaufwandes, der für die Entwicklung eines geeigneten Brennelementes, eines ökonomischen Brennstoffkreislaufes und ausreichender Sicherheitsvorkehrungen für schnelle Reaktoren erforderlich ist, konzentrierten sich die Überlegungen von Interatom vorerst auf thermische Systeme.

Ein die Anlagekosten von Natrium-Graphit-Reaktoren nicht unerheblich beeinflussender Faktor stellen die durch den Graphitmoderator bedingten relativ großen Coreabmessungen dar. Es wurde daher untersucht, ob nicht durch Verwendung eines wasserstoffhaltigen und ausreichend strahlungs- und hochtemperaturbeständigen festen Moderators eine wesentliche Verkleinerung und Vereinfachung der Corestruktur zu erreichen war. Auf Grund der vorhandenen Unterlagen erschien es möglich, daß Zirkonhydrid, also Zirkonmetall, welches einen bestimmten Prozentsatz Wasserstoff enthält, die nuklearen und technischen Erfordernisse erfüllt, die unter den Bedingungen der Na-

triumkühlung an den Moderator zu stellen sind. Die Abmessungen solcher zirkonhydridmoderierten und natriumgekühlten Cores können wesentlich kleiner sein als zum Beispiel die von Wasserreaktoren gleicher Leistung. Wegen der geringen erforderlichen Mengen an Moderatorsubstanz (etwa gleiche Gewichtsmenge wie Urancarbid Brennstoff ausschließlich Reflektor) und der hohen Leistungsdichte im Brennstoff (50 MW pro Tonne und mehr) sind die Zinskosten für das Moderatorinventar vernachlässigbar klein. Aber selbst wenn man den Moderator alle zwei Jahre ersetzen müßte, würde das den Kilowatt=Stundenpreis um weniger als ein Zehntel Pfennig erköhen.

Ein derzeitiger Entwurf sieht vor, daß im Brennelement einer solchen kom=pakten natriumgekühlten Kernenergieanlage Brennstoff und Moderator in der Form stahlumhüllter Stäbe unterschiedlichen Durchmessers zusammenge=faßt werden (Abb. 1). Es gibt also keinen festeingebauten Moderator und

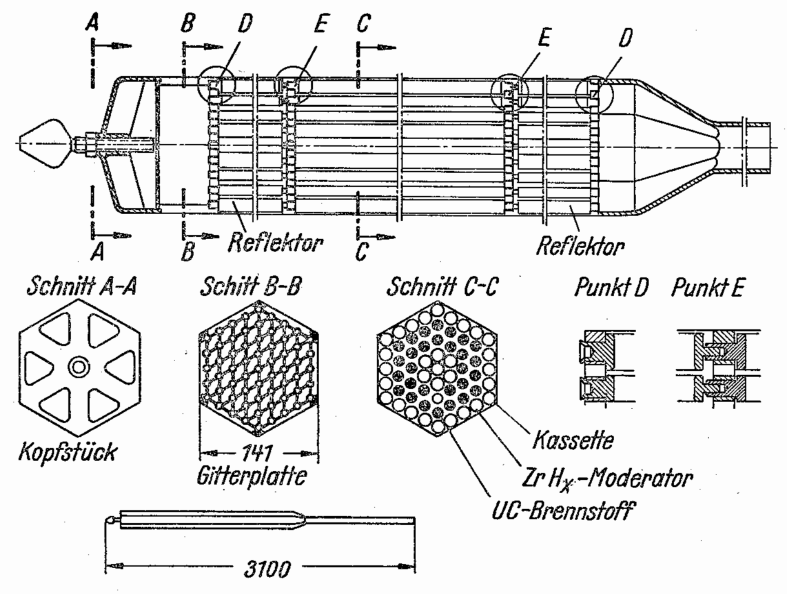


Abb. 1: Brennelement

auch der radiale Reflektor (aus Graphit oder Hydrid) besteht aus Einheiten, die wie Brennelemente leicht auswechselbar sind. Als Strukturelemente sind ähnlich wie bei einem PWR oder OMR lediglich Gitterroste zur Halterung der Brenn= und Reflektorelemente vorgesehen.

Geregelt wird der Reaktor entweder durch einige bewegliche Brennelemente oder durch Absorberstäbe, welche im Natrium bzw. in gasgefüllten Tauch=rohren laufen (Abb. 2).

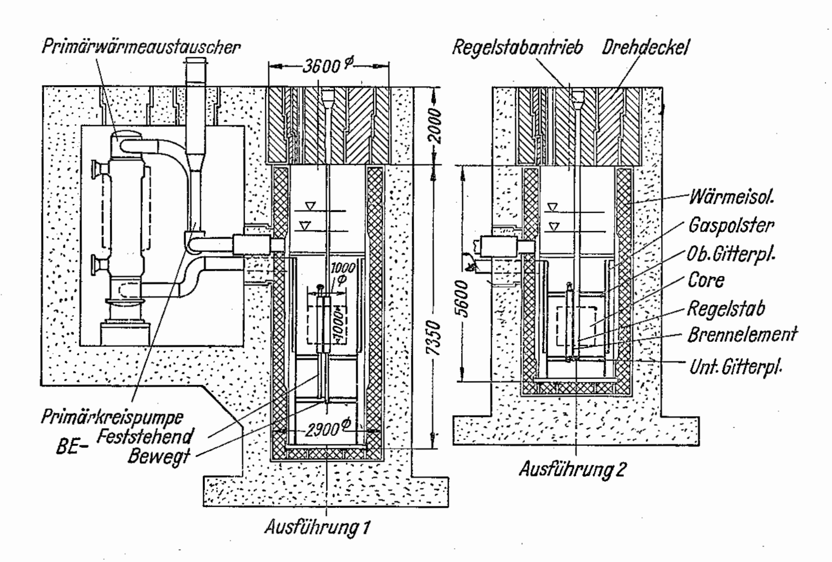


Abb. 2: Längsschnitt durch Reaktor

Die Konstruktion der Brennelemente ist darauf abgestellt, daß nach Erreichen des zulässigen Abbrandes und nach einer gewissen Abklingzeit die Brennstoffstäbe einzeln oder als Bündel dem Element außerhalb des Reaktors entnommen und durch frische Stäbe ersetzt werden können. Bei dieser Gelegenheit wird man auch die Moderatorstäbe auf Wasserstoffverluste hin kontrollieren und gegebenenfalls im Wasserstoffofen regenerieren.

Nuklear, d. h. in bezug auf Flußverteilung und erforderliche Anreicherung verhält sich der Reaktor ähnlich wie ein Wasserreaktor. Struktureigenschaften des Zirkonhydridmoderators bedingen jedoch ein ziemlich hartes Neutronenspektrum, wodurch sich hinsichtlich des Langzeitverhaltens Besonderheiten ergeben können. Es wäre in diesem Zusammenhang denkbar, daß Torium als Brutstoff einiges Interesse verdient.

Zur Realisierung dieses neuartigen Reaktor-Konzeptes, zunächst in einer kleinen Versuchsanlage mit einer elektrischen Leistung von etwa 10 MW, sind in erster Linie Entwicklungsarbeiten in bezug auf den Moderator erforderlich. Die bisher bekannten Eigenschaften von Zirkonhydrid, insbesondere was die Wasserstoffpartialdrücke bei 500 bis 600 ° C, das Phasendiagramm und die Verträglichkeit mit Natrium betrifft, sind recht günstig. Es bedarf jedoch zweifellos noch erheblicher Anstrengungen, ehe sichergestellt ist, ob Zirkonhydrid in wirtschaftlicher Weise als Moderator in natriumgekühlten Leistungsreaktoren verwendet werden kann. Die Vorzüge eines kompakten Cores in bezug auf Anlagekosten, Betriebssicherheit und Brenn=

elementhandhabung sind jedoch so groß, daß ein großzügiges Entwicklungs= programm gerechtfertigt erscheint.

Wie bereits früher erwähnt, ist für alle natriumgekühlten Reaktoren die Ent= wicklung geeigneter Brennstoffe sowie betriebssicherer und billiger Dampf= erzeuger von ausschlaggebender Bedeutung.

Vielversprechende erste Ergebnisse sind in den USA bereits mit Urancarbid erzielt worden. Auch hinsichtlich der Dampferzeuger stellt zum Beispiel die Bauart, welche für die Enrico=Fermi=Anlage vorgesehen ist, einen bemerkens= werten Fortschritt dar. Es ist jedoch unbedingt notwendig, auch in der Bun= desrepublik diese Problemkreise mit der ihrer Wichtigkeit entsprechenden Intensität zu bearbeiten.

Für die Inbetriebnahme eines Versuchsreaktors ist jedoch der Abschluß des Brennstoffprogramms nicht unbedingt erforderlich, da bei Beschränkung auf Natriumtemperaturen um 500 ° C auch metallische Uranlegierungen begrenzt brauchbar sind.

Bezüglich der Brennstoffuntersuchung besteht in den USA übrigens die An= sicht, daß das Testen der Elemente praktisch nur in einem Natriumreaktor durchgeführt werden kann. Dementsprechend betrachtet man den SRE heute in erster Linie als Brennelementtestreaktor. Eine derartige Funktion könnte bei uns der erwähnte Versuchsreaktor übernehmen, u. U. auch für die Brenn= elemente schneller Reaktoren.

Eine Möglichkeit zur Kostenverringerung, aber auch zur Milderung der er= heblichen Wärmespannungsprobleme in Natriumanlagen bestünde darin, die für den Primärteil bisher stets verwendeten austenitischen Stähle durch schwachlegierte ferritische Chrom=Molybdän=Stähle zu ersetzen. Während die Warmfestigkeit und Korrosionsbeständigkeit gegenüber oxydarmem Na= trium zumindest bis 550 ° völlig ausreicht, ist das Problem des Kohlenstoff= transportes von den ferritischen Wandungen zu den austenitischen Brennstoff= und Moderatorstäben recht schwerwiegend. Seit einiger Zeit sind jedoch mehrere, durch weiteren Legierungszusatz entkohlungsresistent gemachte Stähle in anscheinend vielversprechender Entwicklung und Erprobung, so daß es realistisch erscheint, die Verwendung derartiger ferritischer Werkstoffe ernsthaft in Erwägung zu ziehen.

Obwohl die Weiterentwicklung von Anlagenbestandteilen wie Pumpen, Ar= maturen, Kompensatoren, Natriumreinigungsanlagen usw. von großer Wich= tigkeit ist, scheint es zweckmäßig, sich in der Bundesrepublik zunächst mit der Erprobung der im Ausland verwendeten Bauarten zu begnügen.

Eine wichtige Frage bei der Auslegung einer Natriumanlage stellt die Wahl der Betriebsdaten sowie der erzielbare Anlagenwirkungsgrad dar. Da wegen der günstigen Wärmeübertragungsbedingungen trotz eines Natriumzwischen= kreislaufes die Spanne zwischen maximaler Kühlmitteltemperatur und der Dampftemperatur am Überhitzeraustritt sehr klein ist (bis ca. 30 ° C), sind die Kühlmitteltemperaturen, welche man für einen bestimmten Dampfzustand

benötigt, wesentlich niedriger als zum Beispiel bei Gaskühlung. Höhere Dampf-Kühlmitteltemperaturdifferenzen verkleinern zwar die erforderlichen Wärmeaustauscherflächen, erhöhen aber dafür die Wärmespannungsprobleme. Grundsätzlich scheint es wenig sinnvoll, mit den Natriumtemperaturen über 600 bis 650° hinauszugehen, weil dann die Materialprobleme auf der konventionellen Dampfseite schneller wachsen als im Reaktorkreislauf selber, und die theoretisch erzielbaren Wirkungsgradverbesserungen wegen der erhöhten Aufwendungen fragwürdig werden.

Es erscheint daher zurzeit realistisch, auch im Hinblick auf die Wasserstoffdiffusion im Zirkonhydrid und die Verwendung ferritischer Werkstoffe die Reaktoraustrittstemperatur auf 540 bis 550° C zu beschränken.

Wegen des äußerst geringen Eigenbedarfes läßt sich damit zum Beispiel im Falle einer 200 MWe-Anlage mit sieben Vorwärmstufen bei einem Frischdampfzustand von 160 atü — 505° C vor der Turbine und Zwischenüberhitzung auf 30 atü — 505° C ein Anlagenwirkungsgrad von 42 % erreichen (Abb. 3). Bei kleinen Anlagengrößen verringert sich dieser Wert merklich, weil der Turbinenwirkungsgrad entsprechend abnimmt. D. h. aber, daß in kleinen Anlagen (z. B. unter 80 MWe) die hohen Kühlmitteltemperaturen nicht mehr den gleichen Vorteil bringen.

Abgesehen davon, daß aus bekannten Gründen die kommerziellen Aussichten

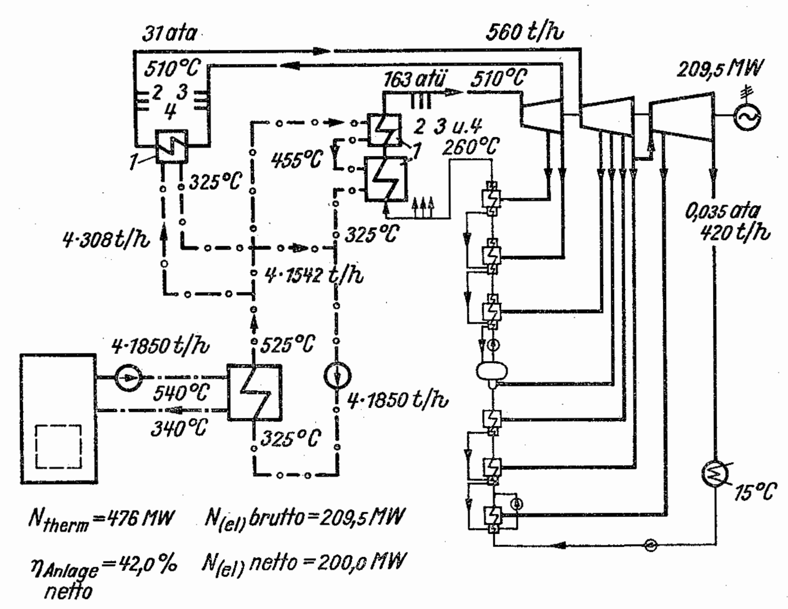


Abb. 3: Wärmeschaltbild 200 eMW Anlage

kleiner Kernkraftwerke grundsätzlich als fragwürdig gelten, verdient eine Möglichkeit, die Wirkungsgrade kleiner Natriumreaktoranlagen wesentlich zu erhöhen, einige Beachtung. Diese Verbesserung läßt sich nämlich erreichen, wenn man den Natriumzwischenkreislauf durch einen Quecksilberdampf=

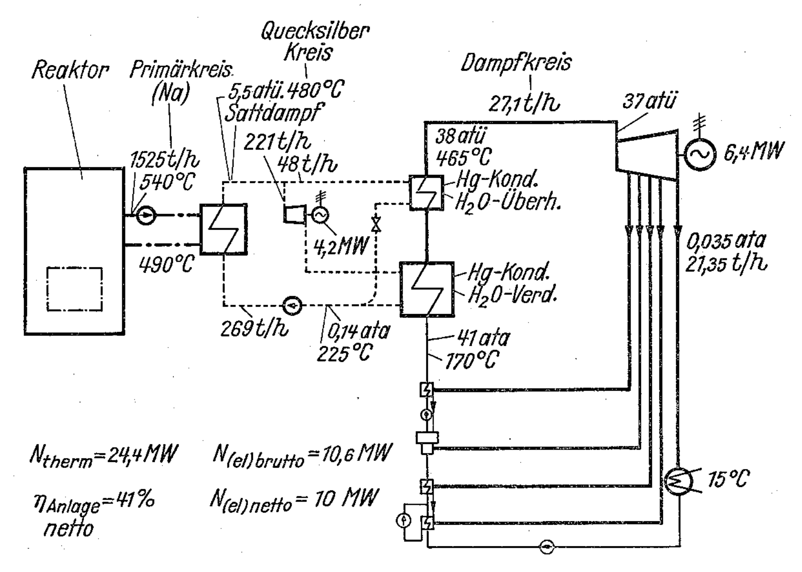


Abb 4: Wärmeschaltbild 10 eMW Hg=H₂O=Anlage

kreislauf mit Quecksilberturbine ersetzt und den Quecksilberkondensator als Dampferzeuger für die nachgeschaltete Wasserdampfturbine verwendet (Abb. 4). Die Mehraufwendungen für die Quecksilberturbine werden wenig= stens zum Teil durch den Fortfall des Natriumzwischenkreislaufes und den wesentlich billigeren, weil mit Quecksilber beheizten, Dampferzeuger aus= geglichen.

Langjährige positive Erfahrungen mit solchen Zweistoffdampfkreisläufen liegen aus den USA vor. Das Prinzip kann daher als technisch erprobt gelten, obwohl es sich in konventionellen Kraftwerken u. a. deswegen nicht durch= setzen konnte, weil der Wirkungsgradgewinn weitgehend durch Mehrauf= wendungen für den Quecksilberkreis kompensiert wurde.

Abb. 5

Für Großkraftwerke würden theoretisch Zweistoffkreisläufe einen Vorteil bringen, wenn man Natriumtemperaturen von 650 ° oder mehr wirkungsvoll ausnutzen wollte. Wie bereits erwähnt, sind dann bei reinen Wasserdampf= kreisläufen durch Materialschwierigkeiten die zulässigen Dampfdrücke bereits begrenzt. Mittels eines Quecksilberzwischenkreislaufes ließen sich diese Pro=

bleme wenigstens im Prinzip umgehen, so daß Nettowirkungsgrade von fast 50 % erreichbar scheinen. Die Entwicklungsprobleme eines solchen Projektes wären jedoch sehr groß, da bisher Erfahrungen mit Zweistoffkreisläufen auf niedrigere Temperaturen und kleinere Anlagengrößen beschränkt sind.

Veröffentlichung erfolgt nicht.

Na-ZrH_x- REAKTORANLAGEN			
	VERSUCHSANLAGEN		GROSSANLAGE
WÄRMEKRAFTPROZESS:	WASSERDAMPF	QUECKSILBER-WASSERDAMPF	WASSERDAMPF
ELEKTRISCHE NETTOLEISTUNG	10 MW	Hg:4 MW/H_2O:6MW	200 MW
THERMISCHE REAKTORLEISTUNG	30,3 MW	24,4 MW	476 MW
GESAMTWIRKUNGSGRAD	33,1 %	41 %	42 %
REAKTOREINTRITTSTEMPERATUR	410 °C	490 °C	340 °C
REAKTORAUSTRITTSTEMPERATUR	540 °C	540 °C	540 °C
MASSENFLUSS IM PRIMÄRKREIS	660 t/h	1525 t/h	4x1850 t/h
FRISCHDAMPFZUSTAND	71 atü / 505 °C	Hg:5,5 atü/SATTD. H_2O:38 atü/465°C	160 atü / 505 °C ZÜ:30 ata/505°C
MITTLERE LEISTUNGSDICHTE	22 MW/t UC	17,7 MW/t UC	50 MW/t UC
URANEINSATZ IM CORE	1,3 t U	1,3 t U	9 t U
URANANREICHERUNG	3,5 %	3,5 %	2,2 %
COREDURCHMESSER	0,95 m	0,95 m	1,80 m
COREHÖHE	1,00 m	1,00 m	1,70 m

Abb. 5: Hauptdaten der Reaktoranlagen

Natururanreaktoren mit D_2O-Moderator

Von Dr. W. Keller, Erlangen

(Auszug)

Im Rahmen des deutschen Atomprogramms arbeiten die Siemens-Schuckertwerke AG. an zwei Reaktorprojekten. Bei beiden dient schweres Wasser als Moderator, dessen gute neutronenphysikalische Eigenschaften den Einsatz von natürlichem Uran als Brennstoff erlauben. Dieses kann im Gegensatz zu angereichertem Uran ohne Einschränkung auf dem freien Markt beschafft werden. Der Preis für Natururan ist niedrig und wird in den nächsten zehn bis fünfzehn Jahren eher sinken als ansteigen. Im Vergleich dazu ist die Preisentwicklung für angereicherten Brennstoff nicht so sicher zu beurteilen. Sollte dennoch zeitweilig oder auf längere Sicht der Einsatz von angereichertem Brennstoff wirtschaftliche Vorteile zeigen, so können diese auch mit D_2O-Reaktoren ausgenützt werden. Die hohen Konversionsraten und damit gute Neutronenökonomie wiegen kostenmäßig den zusätzlichen Kapitalaufwand für das schwere Wasser auch bei einem Betrieb mit leicht angereichertem Brennstoff auf.

Bei geeigneter Konstruktion des Reaktorkerns und der Verwendung von höher angereichertem Spaltstoff sind selbst mit einer heterogenen Anordnung Konversionsraten nahe eins und damit eine ausgezeichnete Brennstoffausnützung zu erwarten. Mit einem Th-U^{233}-Brennstoffzyklus besteht sogar die Aussicht, einen D_2O-moderierten Brutreaktor zu erhalten, der die guten Regeleigenschaften eines thermischen Reaktors aufweist und auch mit einem technologisch gut zu beherrschenden Brennstoff und Kühlsystem betrieben werden könnte. Die bisher durchgeführten theoretischen Untersuchungen zeigten, daß hier eine aussichtsreiche Entwicklungsrichtung vorliegt.

Hinsichtlich der Wirtschaftlichkeit von Kernkraftwerken mit D_2O-Reaktoren gaben uns eingehende Untersuchungen und Vergleiche die Überzeugung, daß größere Leistungseinheiten schon in naher Zeit mit Steinkohlekraftwerken konkurrieren können.

Das eine der beiden von uns in erster Linie bearbeiteten Projekte ist der Mehrzweck-Forschungsreaktor. Wie der Name sagt, handelt es sich dabei um keinen reinen Leistungsreaktor, sondern gleichzeitig noch — wenn auch mit einigen Einschränkungen — um einen Testreaktor. Er stellt eine reine Eigenentwicklung dar, die Arbeiten sind soweit fortgeschritten, daß das Projekt baureif ist.

Die elektrische Nettoleistung dieses Typs beträgt 50 MW. Der Reaktorkern befindet sich in einem Druckkessel mit außenliegender Lademaschine, und das als Moderator und als Kühlmittel dienende D_2O wird auf einem Druck von 90 at gehalten. Die maximale Temperatur des Kühlmittels wurde mit 280 ° C so gewählt, daß auch unter ungünstigsten Bedingungen an keiner

Stelle Sieden möglich ist. Der konstruktive Aufbau des Reaktors ist auf Bild 1 zu sehen. Innerhalb des Druckkessels von 4,1 m Innendurchmesser ist ein Moderatorkessel aufgehängt, der von 121 mit Brennelementen besetzten Kühlkanälen durchzogen wird. Diese enden mit ihrer oberen Verlängerung in je einem Stutzen des Druckkesseldeckels. Sowohl Brennelemente als auch Kühlkanalrohre können daher ausgewechselt werden, ohne den Deckel des Druckkessels zu öffnen. Um schweres Wasser zu sparen und eine zusätzliche Strahlungsabschirmung zu erhalten, sind im unteren und oberen Teil des Kessels Verdrängungskörper angeordnet.

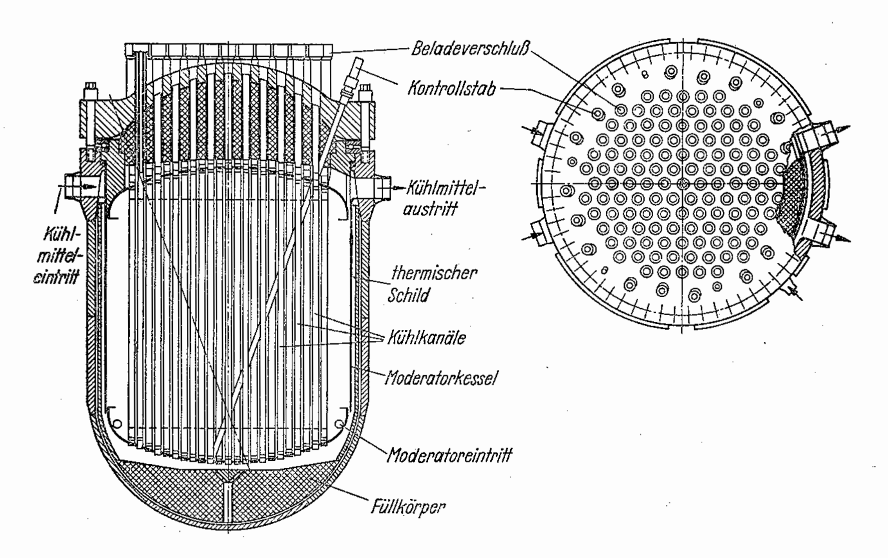


Bild 1: Reaktorkessel

Das Kühlmittel tritt seitlich in den Ringraum zwischen Moderator= und Druckkessel ein und strömt beiderseits des thermischen Schildes in die untere Kammer. Von dort strömt es durch die einzelnen Kühlkanäle in die obere Kammer und gelangt über zwei Abflußleitungen in die Dampferzeuger. Durch Drosseln in den unteren Endstücken der Kühlkanäle wird die Strömungsgeschwindigkeit der Leistungsdichteverteilung angepaßt. Vom Kühlmittel wird hinter den Dampferzeugern ein Teilstrom abgezweigt und in gesonderten Moderator=Wärmetauschern weiter abgekühlt. Anschließend wird er direkt in den Moderatorbehälter geleitet, wo er über eine Ringleitung am Boden verteilt wird.

Das Wasser steigt, sich durch γ=Absorption, Neutronenbremsung und Wärmeverluste etwas erwärmend, nach oben und tritt dort durch seitliche Öffnungen

im Moderatorbehälter in den äußeren Ringraum aus, wo es sich mit dem
eintretenden Kühlmittel vermischt. Zum Trimmen von Reaktivitätsänderun=
gen durch Abbrand und Xe=Vergiftung kann die Eintrittstemperatur des
Moderators zwischen 70 und 200 ° C variiert werden. Für das Abschalten und
Regeln durchdringen 18 Kontrollorgane den oberen Rand des Druckkessels.
Sie sind schräg angeordnet und lassen den Raum über dem Kesseldeckel für
die Bewegung der Lademaschine frei. Die aus einer Cd=In=Ag=Legierung be=
stehenden Absorberrohre werden durch magnetische Schrittheber ohne jede
mechanische Durchführung angetrieben. Beim Schnellabschalten fallen die
Absorberrohre, durch die Schwerkraft und sich entspannende Federn be=
schleunigt, in den Reaktorkern. Beim Normalbetrieb ist zum Regeln nur ein
Regelstab in eingefahrener Stellung erforderlich. Alle übrigen Stäbe sind aus=
gefahren und stehen zum Abschalten bereit.

In jedem Kühlkanal befinden sich zwei gekuppelte Brennelemente, die über
eine gleichartig gekuppelte Haltestange am Verschluß aufgehängt sind (siehe
Bild 2). Jedes Element besteht aus einem Bündel von 37 mit UO_2=Tabletten
gefüllten Zircaloy=Hüllrohren von 10,5 mm Innendurchmesser, 0,6 mm Wand=
stärke und 1800 mm Länge. Die Stäbe sind jeweils an zwei Endplatten be=
festigt und mit Abstandshaltern gegeneinander abgestützt. Es ist vorgesehen,
die Brennelemente während des Reaktorbetriebes auszuwechseln. Durch ein
geeignetes regelmäßiges Umsetzen wird nach einer gewissen Anlaufzeit eine
„stationäre Ordnung" erreicht, bei der kaum mehr nennenswerte Änderungen
in der Flußdichteverteilung auftreten und jedes Natururan=Brennelement einen
nahezu gleichen Abbrand von ca. 4000 MWd/t erreicht. Außerdem kann ein
beschädigtes Brennelement nach seiner Lokalisierung rasch ausgewechselt
werden. Bei der vorgesehenen Umsetzordnung wird jedes Brennelement wäh=
rend seiner Einsatzzeit nur einmal umgesetzt und zwar dann, wenn der halbe
Abbrand erreicht ist. Zu diesem Zweck werden die beiden Brennelemente eines
Kühlkanals mit einer Lademaschine gemeinsam herausgezogen, axial ver=
tauscht und in einen anderen Kühlkanal eingesetzt.

Neben den vorstehenden Ausführungen sei noch ein Merkmal des MZFR
erwähnt, und zwar die eingeplanten Anordnungen für Brennelement= und
Materialtestversuche. Hierfür sind sechs Kühlkanäle vorgesehen, die aufgrund
ihrer verschiedenartigen Ausbildung (siehe Bild 3) und der hohen Neutro=
nenflußdichte des Reaktors von 10^{14} n/cm^{2}sec vielseitige Untersuchungen,
insbesondere an neuartigen Brennelementtypen, erlauben. So kann z. B. in der
Versuchsanordnung IV jedes beliebige Kühlmittel zur Anwendung kommen,
auch Art und Form der Brennelemente ist außer der Begrenzung des Durch=
messers auf ca. 70 mm keiner Einschränkung unterworfen.

Bei unserem zweiten Projekt handelt es sich im Gegensatz zu dem MZFR
um einen Projektierungsauftrag für ein Kernkraftwerk von 100 MW_{el} Leistung
mit einem D_2O=moderierten Druckröhrenreaktor. Dieser unterscheidet sich
vom Druckkesseltyp in erster Linie dadurch, daß der Moderator nahezu druck=
los gehalten und vom Kühlmittel, das in Druckrohren durch den Moderator=

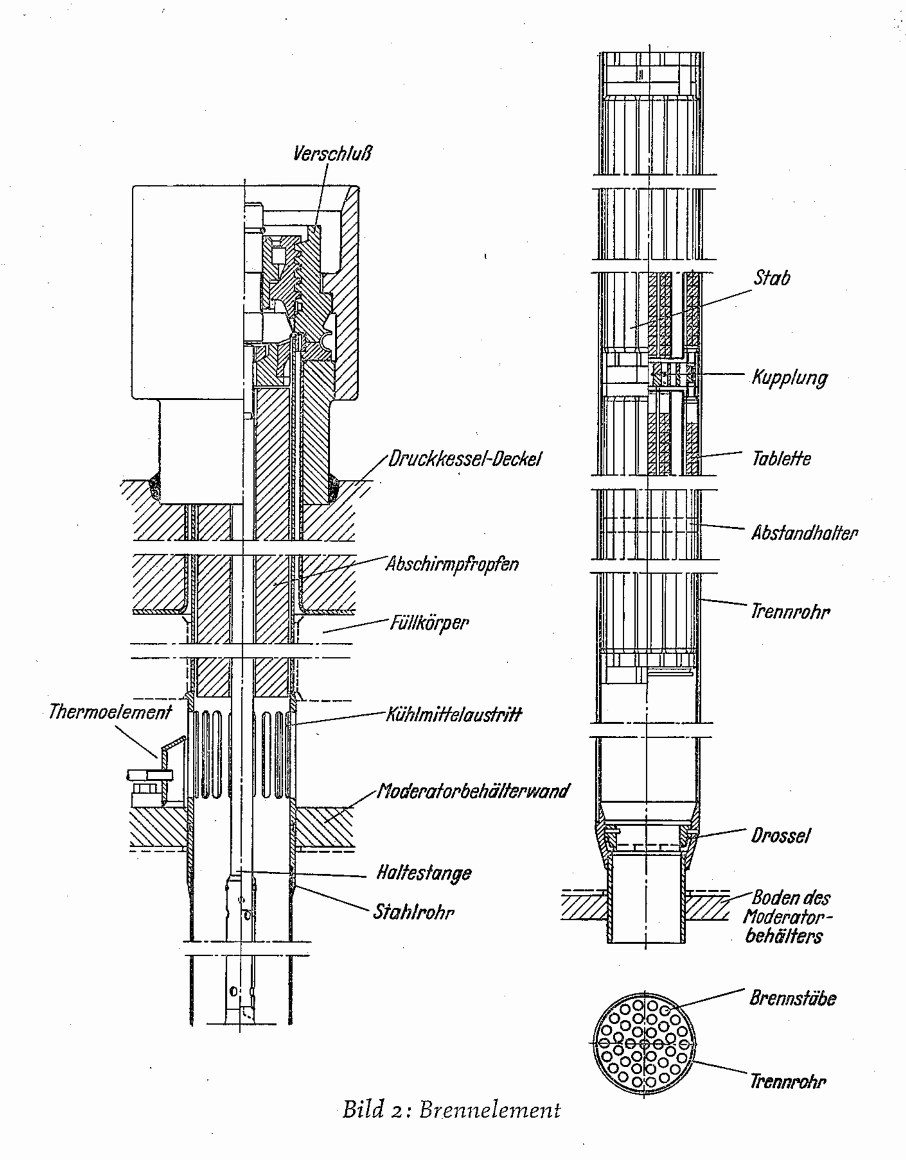


Bild 2: Brennelement

behälter geführt wird, vollkommen abgetrennt ist. Da kein Druckkessel benötigt wird, sind die Dimensionen des Reaktorkerns nicht so scharf be= grenzt, weshalb sehr große Leistungseinheiten auf der Basis Natururan möglich werden. Außerdem ist man in der Wahl des Kühlmittels nicht auf D_2O beschränkt, da keine Verbindung zwischen Moderator und Kühlkreis=

lauf besteht. Die Nachteile dieses Typs sind der durch die Druckröhren bedingte größere Anteil an Neutronen absorbierendem Strukturmaterial und die größeren Werkstoff= und Konstruktionsprobleme, die ebenfalls mit der Druckrohrdurchführung verbunden sind. Bei einem hinreichend großen Re= aktorkern werden die Leckverluste an Neutronen so stark reduziert, daß

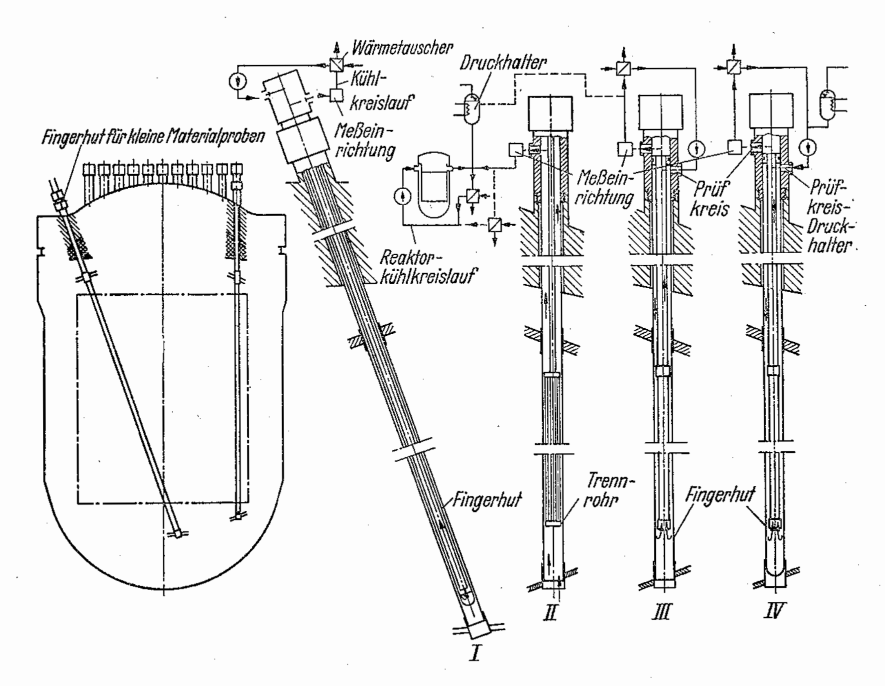


Bild 3: Brennelement=Prüfkanäle

trotz der Neutronenabsorption der Druckröhren ein Reaktivitätsüberschuß erreicht werden kann, der für einen Brennstoffabbrand von 5000 bis 8000 MWd/t ausreicht.

Im Rahmen des Projektierungsauftrages für den Druckröhrenreaktor haben wir verschiedene Kühlmittel, nämlich D_2O (Druck= und Siedewasser), orga= nische Flüssigkeiten, Na, H_2O=Dampf und CO_2, verglichen. Mehr als 25 000 wärmetechnische und physikalische Auslegungen wurden auf unserer elek= tronischen Rechenmaschine durchgerechnet und die Wirtschaftlichkeit der ver= schiedenen Reaktorvarianten abgeschätzt. Es zeigte sich, daß mit allen be= trachteten Kühlmitteln ein Betrieb mit Natururan möglich ist. Die Wirtschaft= lichkeit der verschiedenen Varianten hängt jedoch wesentlich davon ab, mit welchem Erfolg die Entwicklung verschiedener Reaktorkomponenten — ins=

besondere der Brennelemente und Reaktorwerkstoffe — weitergeführt werden können. Es ist jedoch nicht möglich, hier auf diese Probleme im einzelnen einzugehen.

Für das Druckröhrenprojekt wurde die C_2O-Kühlung gewählt, deren wesentlicher Vorteil darin liegt, daß sie keiner scharfen Temperaturbegrenzung unterworfen ist und damit konventionelle Dampfprozesse ermöglicht. Auch die Gegebenheit, mit CO_2 ein billiges und wenig korrosives Kühlmittel zu verwenden, trugen zu dieser Wahl bei.

Die genannten Vorteile kommen jedoch nur zur Geltung, wenn auch eine hohe Leistungsdichte im Reaktor erreicht wird. Bei den im Vergleich zu Flüssigkeiten schlechten Wärmeübertragungseigenschaften von CO_2 ist daher ein hoher Systemdruck, eine hohe Aufwärmspanne, eine große Gebläseleistung und eine hohe Temperatur der Brennstoffhüllen erforderlich. Aufgrund der letzten Bedingungen kommen als Umhüllungswerkstoff für die Brennelemente nur extrem dünne Stahlrohre oder Beryllium in Frage. Um den zuverlässigen Einsatz dieser Werkstoffe gewährleisten zu können, ist noch ein großer Entwicklungsaufwand erforderlich; gemessen an den günstigen Aussichten ist er jedoch gerechtfertigt.

Das Entwicklungsziel des CO_2-gekühlten Druckröhrenreaktors ist, wie bei jedem Natururanreaktor, sehr niedrige Brennstoffkosten zu erreichen. Daneben werden aber auch die Anlagekosten durch eine kompakte Anordnung der Primäranlage innerhalb einer verhältnismäßig kleinen Sicherheitshülle im Vergleich zu einem graphitmoderierten Natururanreaktor kleiner gehalten.

Dynamische Reaktorprobleme

Von Prof. Dr. K. H. Höcker, Stuttgart

(Kurzfassung)

Die heutigen Probleme der Reaktordynamik sind im wesentlichen nichtlinearer Art. Der Stand der Forschung wird an zwei Beispielen diskutiert:

1. Es handelt sich darum, die Rückwirkung des Reaktors auf den Neutronenvermehrungsfaktor richtig zu beschreiben. Bisher benutzt man gewöhnlich relativ grobe Faustformeln, in denen man einige Konstanten so wählt, daß das jeweilige Expriment möglichst gut wiedergegeben wird. Eine Aussage über das Verhalten eines grundsätzlich neuen Reaktors ist so nicht möglich. Als Beispiel wird der Lösungsreaktor diskutiert.

2. Die Beschreibung des Reaktorverhaltens durch eine reine Zeitfunktion ist nur begrenzt möglich. An deren Stelle sollte ein raum-zeitliches Problem stehen. Die Lösung dieses Raum-Zeit-Problems erfordert elektronische Re-

chenmaschinen, in der Reaktordynamik speziell Analogrechner einer sehr großen Kapazität an Verstärkern und Multiplikatoren. Einfache Probleme können an mittelgroßen Analogrechnern durchgeführt werden. Die Auswirkung einer Raum=Zeit=Rechnung gegenüber einer reinen Zeitdarstellung wird aufgezeigt. Bei einem mittelgroßen Reaktor ist ein gewisser Flußanstieg, herrührend von einer plötzlichen Erhöhung der Reaktivität in zentralen Regionen nach 2 sec erreicht, während er im Reflektor, wo gegebenenfalls Kontrollinstrumente eingebracht sind, erst nach 4 sec auftritt.

Der gleiche Text wird in der Zeitschrift: Chemie=Ingenieurtechnik erscheinen.

Die Regelung von Natururan-Druckwasserreaktoren

Von Dipl.=Ing. von Haebler, Erlangen

(Kurzfassung)

Der von den Siemens=Schuckertwerken projektierte Mehrzweckforschungsreaktor von 50 MWel wird als Beispiel benutzt, um die Regelung eines Großreaktors zu beschreiben. Nach Erläuterung der Rückführungswirkung von Temperatur und Vergiftung auf die Reaktivität werden die einzelnen Regelkreise erklärt und insbesondere die Wirkungsweise der Kaskadenregelung für Kühlmittelaustrittstemperatur, Neutronenfluß und Moderatortemperatur beschrieben. Mit Hilfe von Kurven, die das Ergebnis von Analogrechner=Untersuchungen sind, wird das Arbeiten der Neutronenflußregelung mit einem Dreipunktregler dargestellt und gezeigt, wie die zweckmäßigste Regelstabgeschwindigkeit aus dem simulierten Verhalten des geregelten Reaktors bei Störungen im Dampfdurchsatz und in der Reaktivität gewonnen wird.

Der Vortrag im Wortlaut wird veröffentlicht in „Die Atomwirtschaft" 7, Heft 1 (Januar 1962).

Betrachtungen über die Nachbildung der Regelung von Reaktoren

Von Dipl.=Math. U. Kaczmarek, Frankfurt/Main

(Kurzfassung)

Bei der Projektierung der Regelung eines Leistungsreaktors ist es heute noch notwendig, sich

a) mit dem dynamischen Verhalten der Regelstrecke,
b) mit dem Prinzip der Regelung,
c) mit der Wirksamkeit der Regelung

ausführlich zu beschäftigen.

Das nichtlineare Verhalten des Reaktors zwingt den sonst üblichen Weg der erfahrungsgemäßen Behandlung zu verlassen. Das zeitliche Verhalten der Regelstrecke mit ihren Vermaschungen kann nur mittels elektronischer Rechenmaschinen, besonders bequem mit den Analogrechnern, die auch im Zeitmaßstab 1:1 arbeiten können, studiert werden.

Die Methodik derartiger Untersuchungen wird erläutert.
Wird nicht veröffentlicht.

Reaktorsimulatoren

Von Dr. A. Reinhardt, Frankfurt/Main

(Kurzfassung)

Bei der Darstellung der Schaltungsprinzipien für die Bausteine eines Analogrechners wurde jeweils der heutige Stand der Gerätetechnik angegeben. Die Reaktorsimulatoren waren nun nach dem Grundgedanken aufgebaut, einen vollständigen Rechner und einen ihm angepaßten Meß- und Bedienungsteil zu verwenden. Hierdurch blieb eine vielseitige Verwendungsmöglichkeit der Geräte erhalten. Da man für die Simulation des U^{235}-Prozesses bei Berücksichtigung von sechs Gruppen verzögerter Neutronen zehn Verstärker benötigen würde, wird die Verwendung eines Widerstands-Kondensator-Netzwerkes empfohlen. Die damit aufgebaute Schaltung kommt mit zwei Verstärkern aus. Die verbleibenden Verstärker des Tischrechners reichen aus, um einen vollständigen Leistungsreaktor mit nuklearem Teil, Primärkühlkreis und Sekundärteil mit Leistungsentnahme nachzubilden, bei dem auch der Einfluß der Brennelement- und Moderatortemperatur auf die Reaktivität berücksichtigt wird.

Mit den Komparatoren des Rechners, die zu diesem Zweck mit Relais mit zwei Wechslern ausgerüstet werden müßten, läßt sich eine zweistufige Nachbildung des Anfahrvorganges aufbauen. Hierdurch erfaßt man mit einem auf 10^{-3} genauen Rechner etwa fünf Dekaden Neutronendichte.

Der Wortlaut des Vortrages wird in der Zeitschrift „Kerntechnik" veröffentlicht.

Kernreaktor-Anlagen für Schiffe

Von Prof. Dr.=Ing. K. Illies, Hannover=Hamburg

(Auszug)

Der Ingenieur muß die gesamte Maschinenanlage eines Schiffes mit allen Haupt= und Hilfsmaschinen sowie Apparaten für den Maschinen= und Schiffs=betrieb und auch das zugehörige Schiff als eine Ganzheit ansehen. Kein Teil ist des Schiffes oder der Maschine Selbstzweck, alle dienen letzten Endes dem Betrieb des Schiffes, d. h. der sicheren Beförderung von Menschen und Gütern über See; es interessieren also nicht nur die Einzelheiten der verschie=denen Anlageteile, sondern auch ihr Zusammenspiel, die zahlreichen Wechsel=wirkungen nicht nur innerhalb der Maschinenanlage, sondern auch zwischen Schiff und Maschine. Eine einfache Zusammenstellung von Maschinenteilen mit jeweils optimalen thermischen Wirkungsgraden zu einer Anlage ergibt durchaus nicht immer einen besten Wirkungsgrad für die Gesamtanlage; für ein so großes und umfangreiches technisches Erzeugnis, wie es ein Seeschiff darstellt, ist daher stets eine zusammenfassende Planung unter Berücksichti=gung aller Gesichtspunkte, vor allem Sicherheit und Wirtschaftlichkeit er=forderlich, um eine nach den gegebenen Verhältnissen und dem Stande der Technik vernünftige Lösung zu erhalten. Diese Planung, also eine sinnvolle Zusammenfassung der Arbeiten zahlreicher Spezialisten auf den verschieden=sten Gebieten, setzt gewisse Spezialkenntnisse dieser Gebiete voraus, jeden=falls so weit, daß die Wechselwirkungen der verschiedenen Anlageteile auf=einander erkannt werden. Es wäre daher falsch, einen Anlageteil, z. B. den Reaktor, einfach auszuklammern und ihn bei der Planung als einen Apparat hinzunehmen, der eine bestimmte Anzahl Kilojoule liefert; man muß ihn schon recht genau kennen, um ihn sinnvoll in die Gesamtanlage einbauen zu können, d. h. allerdings nicht, daß man nun ein Spezialist auf diesem Ge=biet sein muß. Die Kenntnis der bei Schiffsanlagen vorliegenden Betriebs=verhältnisse und der sich daraus ergebenden Forderungen an die Maschinen=anlage wird vorausgesetzt. Es handelt sich zunächst um die gegenüber orts=festen Kraftanlagen anders gelagerte Bedeutung der *Sicherheit*, ferner um die *Bedienungsfrage*, die schwieriger zu lösen ist als bei ortsfesten Kraftwerken, und um die *Wirtschaftlichkeitsfrage*, die ebenfalls anders gelagert ist.

Diese Umstände sind nun wohl von den an Kernreaktoren interessierten Kreisen erkannt und auch anerkannt worden, woraus sich eine besondere Schiffsreaktorenentwicklung in verschiedenen Ländern ergeben hat. Die Aus=wirkungen dieser Forderungen auf die Gestaltung der Maschinenanlage und des Schiffes werden an einigen Beispielen erläutert; dabei werden einige Fra=gen des Entwurfs, der Konstruktion und der Wirtschaftlichkeit behandelt; zum Teil greifen diese Dinge so eng ineinander, daß sie nicht ganz voneinander zu trennen sind.

Zunächst werden an dem Beispiel eines Kreislaufschemas Fragen der Sicher=

heit besprochen. Dazu gehören der *Sicherheitsbehälter, doppelte Ausführung von Hilfsmaschinen usw.*, die *Notkühlung des Reaktors* und die Ausführung der *Wärmeübertrager.* Anschließend wird auf die mit *Manövern* zusammen=hängenden Fragen eingegangen und auf *Notantriebsanlagen* hingewiesen.

Als nächstes Beispiel werden Angaben über die Auslegung, Form und Größe des *Sicherheitsbehälters* und des *Strahlenschutzes* gemacht. An weiteren Bei=spielen wird die *Anordnung der Anlage im Schiff* besprochen, wobei auch auf die besondere Konstruktion des Schiffes im Bereich der Reaktoranlage hingewiesen wird. Der *Reaktor* wird von der technischen Seite aus betrachtet und es wird darauf hingewiesen, daß er ein wichtiger Bestandteil der Gesamt=anlage, allerdings nicht der wichtigste, ist, wie oft gesagt wird. Jedes Teil der Gesamtanlage, für das keine Reserve vorhanden ist, ist gleich wichtig; bei einem Ausfall der Hauptturbine oder des Kondensators usw. ist die Anlage ebenso wenig betriebsfähig wie beim Ausfall des Reaktors. Der Reaktor ist im Augenblick aber am interessantesten, da noch am wenigsten praktische Erfahrungen darüber in Überwasserschiffen vorliegen; bei Unterwasserfahr=zeugen haben die Reaktoren sich offenbar bewährt, die Verhältnisse liegen hier aber noch wieder anders als bei Überwasserschiffen, und die in den USA damit gemachten Erfahrungen werden aus verständlichen Gründen weit=gehend geheimgehalten. Ingenieure benötigen aber zur Entwicklung eines technischen Erzeugnisses praktische Erfahrungen, um die theoretischen Er=kenntnisse, Formeln usw. mit Erfahrungszahlen zu ergänzen, ein Weiter=kommen ist jetzt nur möglich, wenn praktische Erfahrungen vorliegen, d. h. es muß ein Forschungsschiff gebaut und betrieben werden. Ob der darin zunächst aufgestellte Reaktortyp nun eine optimale Lösung darstellt oder nicht, ist dabei im Augenblick nicht so wichtig, viel wichtiger ist es, über haupt einmal im Reaktor=Schiffsbetrieb Erfahrungen sammeln zu können, die dann zu einem beträchtlichen Teil für alle Reaktortypen verwendbar sind; z. B. Regelungsanlage, Verhalten bei Schiffsbewegungen und Erschütterungen, bei Manövern usw.

Es werden dann einige technische Eigenschaften verschiedener an Bord von Schiffen verwendbarer Reaktortypen miteinander verglichen.

Als Abschluß werden Wirschaftlichkeitsfragen behandelt.

Die erste Begeisterung über die Anwendung der neuen Energiequelle aus Atomkernen zur Krafterzeugung hat in letzter Zeit einer nüchterneren Be=trachtung Platz gemacht. Das hängt mit Fragen der Wirtschaftlichkeit und technischen Schwierigkeiten zusammen. Sicher ist es nicht einfach, eine be=triebssichere, wirtschaftlich arbeitende Kernenergie=Antriebsanlage für ein Handelsschiff zu entwickeln; eine derartige Aufgabe verlangt eine intensive theoretische, konstruktive und praktische Arbeit auf verschiedenen Gebieten; es ist für den Ingenieur unumgänglich notwendig, daß Erfahrungen im prak=tischen Seebetrieb gesammelt werden, um die Aufgabe zu lösen. Soweit sich übersehen läßt, ist die Aufgabe lösbar, wenn auch auf lange Sicht hinaus

noch Schiffe mit Anlagen, die mit herkömmlichen Brennstoffen arbeiten, gebaut werden; es ist nicht einzusehen, daß die herkömmlichen Brennstoffe nicht auch ausgenutzt werden sollen, solange sie vorhanden sind. Wie intensiv an der Entwicklung der Kernenergie-Antriebsanlagen für Schiffe in vielen Ländern gearbeitet wird, zeigte die Notwendigkeit der Schiffssicherheitskonferenz in London im Sommer dieses Jahres, auf der u. a. auch die mit dem Kernenergie-Antrieb zusammenhängenden Sicherheitsfragen für Konstruktion, Bau, Bauüberwachung und Einrichtungen in Häfen behandelt wurden; es wurden dort zwar noch keine bindenden Vorschriften erlassen, um den technischen Fortschritt nicht zu behindern, aber zahlreiche Empfehlungen herausgegeben. Es ist zu hoffen, daß Deutschland in dieser Entwicklung nicht zurückbleiben und auch einen Beitrag zu dieser überaus interessanten und zukunftsreichen technische Entwicklung leisten wird.

Der Vortrag erscheint in der Zeitschrift „Atomkernenergie".

Der Siedewasserreaktor im Schiffsantrieb

Von Dr. H. J. Brüchner, Frankfurt/Main

(Kurzfassung)

Es wird über die Besonderheiten berichtet, die der Siedewasserreaktor im Schiffsantrieb aufweist. Solche Besonderheiten sind:

1. der Einfluß der Schiffsbewegungen auf die Reaktivität des Siedewasserreaktors;
2. die Regelung des Reaktors bzw. des Antriebssystems im Hinblick auf die bei Schiffsmanövern erforderliche Regelgeschwindigkeit;
3. die Strahlenschutzfragen, die damit zusammenhängen, daß es beim Siedewasserreaktor möglich ist, die Antriebsturbinen direkt mit dem im Reaktor erzeugten, allerdings schwach radioaktivem Dampf zu beaufschlagen.

Nach Erläuterung des dynamischen Verhaltens des Siedewasserreaktors werden einige Ergebnisse über die Auswirkung der Schlinger- und Stampfbewegung eines Schiffes auf die Reaktivität mitgeteilt. Anhand eines Prinzipschaltbildes und eines Blockdiagramms wird das Prinzip der beim Siedewasserreaktor erforderlichen Reaktordruckregelung erläutert; danach wird gezeigt, daß Laständerungsgeschwindigkeiten von 2,6 %/s beherrscht werden können. Hinsichtlich der Strahlenschutzfragen bei Direktkreislauf wird darauf hingewiesen, daß der Turbinenraum des Schiffes vom Maschinenpersonal solange betreten werden kann, wie dies für Wartungszwecke erforderlich ist.

Der Vortrag erscheint im Dezemberheft der „Atomkernenergie".

Der organisch moderierte Reaktor im Schiffsantrieb

Von Dr. O. Knecht, Bensberg/Köln

(Kurzfassung)

Bei einem Schiffsreaktor sind wegen der Schiffsbeschleunigungen einige konstruktive Besonderheiten notwendig. Es müssen beispielsweise die Brennelemente besondere Festigkeitsmerkmale und die Kontrollstäbe besondere Funktionsmerkmale aufweisen. Diese Probleme wurden bei dem organisch moderierten Schiffsreaktor durch spezielle rohrförmige, metallische Brennelemente und Kontrollstäbe mit elektromechanischem Antrieb gelöst. Die Tatsache der geringen Kühlmittelaktivität ist mit auf die günstigen Korrosionseigenschaften von Terphenyl zurückzuführen. Der Reaktor ist daher mit einem verhältnismäßig großen Brennelement-Hüllenschaden noch betriebsfähig. Die nuklearen Eigenschaften des Terphenyl, die denen des Wassers sehr ähnlich sind, erlauben eine kompakte Bauweise des Cores und damit geringe Abschirmgewichte. Untersuchungen über die Abschirmung führten zu einem geschichteten biologischen Schirm aus Stahl und Wasser bzw. einer wasserähnlichen Substanz. Die Beeinflussung der Reaktivität durch Schiffsbeschleunigungen und Fahrmanöver wird diskutiert. Anhand von Übergängen, die auf einem Analogrechner simuliert wurden, wird die Manöverfähigkeit des OMR-Schiffsantriebs demonstriert.

Der Druckwasserreaktor im Schiffsbetrieb
Reaktor-Entwicklung

Von Dr. W. Braun, Erlangen

(Kurzfassung)

In Zusammenarbeit mit der Howaldtswerke-AG Hamburg projektieren die Siemens-Schuckertwerke bekanntlich eine Antriebsanlage von 20000 WPS mit einem Druckwasserreaktor. Dank seines ausgereiften Entwicklungsstandes bedarf dieser Reaktortyp keiner besonderen Entwicklung oder gar Erprobung mehr, um an Bord eines Schiffes eingesetzt werden zu können. Seine erwiesene Betriebszuverlässigkeit, seine ausgezeichneten dynamischen Eigenschaften und die aus seiner umfangreichen Betriebserfahrung resultierenden vielfältigen Möglichkeiten, die Kosten der Anlage noch weiter zu senken, machen den Druckwasserreaktor auch im Schiffsantrieb mit anderen Reaktortypen zumindest konkurrenzfähig. Bei der Auslegung eines Druckwasserreaktors für Schiffsantriebe muß, wie bei allen anderen Reaktortypen auch, ein Kom-

promiß geschlossen werden zwischen der Auslegung maximaler Sicherheit und der Auslegung minimaler Kosten. Der Grad, zu welchem maximale Si=cherheit angestrebt wird, bestimmt deshalb unter Umständen die Kosten wesentlich stärker als der Typ des ausgewählten Reaktors.

Die Bedeutung grundlegender Kerndaten für die Reaktortechnik

Von Dr. K. H. Beckurts, Karlsruhe

(Kurzfassung)

Die kernphysikalische Auslegung von Kernreaktoren fußt letztlich auf den „nuklearen Daten" (Wirkungsquerschnitten, Spaltneutronenausbeuten etc.) der verwendeten Brennstoffe und Reaktormaterialien. Trotz langjähriger um=fangreicher Forschungsarbeiten auf diesem Gebiet sind viele der erforderlichen Kerndaten noch nicht mit ausreichender Genauigkeit bekannt. An Hand einiger Beispiele (u. a. thermische Brutreaktoren) wird diskutiert, wie sich Unsicherheiten in den grundlegenden Kerndaten technisch und wirtschaftlich auswirken können. Es wird anschließend versucht, einen Einblick in den gegenwärtigen Stand der Kerndatenforschung und in die diesbezüglichen Arbeiten in verschiedenen Laboratorien zu vermitteln.

Veröffentlichung in „Die Atomwirtschaft" 6, Heft 6 (Juni 1961).

Dynamik des Siedewasser=Reaktors

Von Dr.=Ing. A. Kirchenmayer, Stuttgart

(Kurzfassung)

Im Zeitverhalten des Siedewasser=Reaktors kommen zu den allgemeinen kernphysikalischen Gesetzmäßigkeiten Beiträge aus der Dynamik des Dampf/Wasser=Systems, die miteinander gekoppelt sind. Neben den relativ kleinen Temperatureffekten besteht diese Koppelung in der Verminderung der Was=sermenge im Reaktor infolge der Dampfbildung. Da das Wasser gleichzeitig als Moderator dient, entsteht dadurch ein starker Einfluß auf die Reaktivität. Dieser Effekt wirkt als eine Selbstregelung, die aber unter bestimmten Um=

ständen instabil sein kann. Im instabilen Reaktor entsteht eine unerwünschte Schwingung der Leistung und der damit verbundenen Größen. Eine andere experimentelle Tatsache ist, daß beim Naturumlauf sogar in elektrisch geheizten Modellen Instabilitäten möglich sind, obwohl bei denen keine Rückwirkung des Dampfgehalts auf die Leistung besteht. Dabei bildet sich eine periodische Schwankung des Dampfgehalts und der Umlaufgeschwindigkeit aus.

Die erwähnten Effekte, insbesondere die Instabilitäten, werden an Hand der von uns entwickelten Theorie (Atomkernenergie 3, S. 6—10 [1958]; Atomkernenergie 3, S. 337—341 [1958]; Reactor Science [im Druck]; Nukleonik [wird eingereicht]) diskutiert. Als Prüfung der Theorie werden Frequenzgänge vom EBWR berechnet. Sie zeigen eine gute Übereinstimmung mit den Experimenten.

Veröffentlichung demnächst in „Nukleonik".

Hilfssysteme an wassergekühlten Reaktoren

Von A. Müller, Oberhausen

(Kurzfassung)

Die bei der Kernenergieerzeugung auftretenden Nebeneffekte, wie z. B. die Nachwärme der Brennstoffelemente, die Aktivierung der Reaktorbauteile und die Auslösung chemischer Reaktionen durch die Reaktorstrahlung, erfordern zu ihrer Kontrolle umfangreiche Hilfssysteme. Bei wassergekühlten Reaktoren sind dies unter anderem die Reinigungssysteme für das Primärkühlmittel und die Anlagen für die Beseitigung der flüssigen und gasförmigen Abfallprodukte.

Die Primärwasserreinigung wird mit Mischbettionenaustauschern in Hoch- oder Niederdruckanlagen ausgeführt. In die Niederdruckanlagen sind dabei meist zusätzliche Entgaser eingeschaltet, mit denen auch alle gelösten Gase bzw. gasförmigen Spaltprodukte aus dem Wasser entfernt werden. Die Entgaser können thermisch oder als Rieselentgaser mit Wasserstoff als Spülgas arbeiten.

Die Anlagen für die Beseitigung der radioaktiven Abgase enthalten einen Gasreiniger, in dem der freie Wasserstoff bzw. Sauerstoff in den Abgasen katalytisch entfernt wird, und Speichereinrichtungen für die vorübergehende Aufbewahrung radioaktiver Spaltgase.

Für die Abwasserreinigung werden je nach Zusammensetzung des Wassers verschiedene Verfahren angewendet, z. B. Verdünnung, Ionenaustausch oder Verdampfung.

Veröffentlichung in „Kerntechnik".

Nichteisenwerkstoffe im Reaktor

Von Prof. Dr. E. Gebhardt, Stuttgart

(Kurzfassung)

Es wird ein allgemeiner Überblick über diejenigen Werkstoffe gegeben, die als Umhüllungsmaterial von Brennelementen, als Moderatoren, Reflektoren, metallische Kühlmittel und Regulierstäbe für den inneren Aufbau des Reaktors von Interesse sind. Dabei wird auf Kernbrennstoffe, auf Stahl und Eisen sowie auf Graphit verzichtet, da auf diese Materialien in den nachfolgenden Referaten gesondert eingegangen wird.

Die Ausführungen beziehen sich auf eine Darstellung von ausgewählten physikalischen, mechanischen und chemischen Eigenschaften unter besonderer Berücksichtigung der jüngsten Forschungsergebnisse des In= und Auslandes. Im einzelnen werden vor allem die Metalle Zirkonium, Beryllium, Aluminium, Magnesium, Niob, flüssige Alkalimetalle und einige keramische Stoffe behandelt.

Veröffentlichung in „Die Atomwirtschaft" 6, Heft 9 und 11 (September und November 1961).

Reaktorgraphit — ein neuer Konstruktions-Werkstoff

Von Dr. K. W. F. Etzel, Frankfurt/Main

(Kurzfassung)

Es wird ein kurzer Überblick gegeben über die Entwicklung von Graphitsorten in der Bundesrepublik, die als Konstruktionswerkstoffe für die Reaktortechnik in Frage kommen. Hinsichtlich der bereits verfügbaren Graphitsorten wird berichtet über die Reinheit, die kernphysikalischen Daten sowie sonstige physikalische Eigenschaften. Es wird verwiesen auf den als Moderator= und Konstruktionswerkstoff verwendeten Typ A, daneben auf die Feinstkorntypen E (stranggepreßt) und N (blockgepreßt). Die Sorten E und N eignen sich besonders für nachfolgende Dichtungsprozesse, d. h. für Graphite mit geringer Permeabilität. Schließlich wird auf die in Entwicklung befindlichen speziellen Graphite hingewiesen. Dabei wird über Arbeiten referiert, die praktisch den ganzen Bereich der Kunstkohle=Technik umfassen, ausgehend von abgebundenen Naturgraphitformkörpern bis zu nahezu isotropen, sehr festen Werkstoffen mit geringstem Graphitierungsgrad.

Veröffentlichung in „Atom und Strom", Folge 10, 1960, S. 87—92.

Neue Entwicklungsergebnisse auf dem Gebiete der Nuklear-Graphite aus Naturgraphit

Von Dr. E. Wege, Bad Godesberg

(Kurzfassung)

Der Terminus Graphit bezeichnet keinen einheitlichen Stoff, sondern eine Werkstoffgruppe. Durch Auswahl der Rohstoffe und Abwandlung der Fertigungsverfahren können die Werkstoffeigenschaften in einem gewissen Rahmen dem Verwendungszweck angepaßt werden.

Nuklearreines Naturgraphitpulver als Ausgangsmaterial erlaubt die Fertigung von Formkörpern mit Dichten über 2,0 g/cm^3, hoher Gleichförmigkeit und ausreichender Festigkeit. Der Einsatz von dichterem Moderatorgraphit bedeutet Einsparungen an Brennstoff-Elementen und Konstruktionsmaterial. Die durch Pyrolyse gasförmiger Kohlenstoffverbindungen in den Poren erzielte niedrige Permeabilität bedingt kleine Diffusionsgeschwindigkeiten gasförmiger Spaltprodukte, eine wichtige Bedingung für einen Einsatz als Canning oder „fuel box" in gasgekühlten Hochtemperaturreaktoren. Die Beständigkeit der dichten Naturgraphitkörper gegenüber oxydierenden Medien ist recht gut.

Gas- und flüssigkeitsundurchlässige Graphite für den Reaktorbau

Von Dr.-Ing. E. Fitzer, Meitingen/Augsburg

(Kurzfassung)

Gas- und flüssigkeitsundurchlässigen Graphit für den Reaktorbau kann man durch Verschließung der Poren von Graphitformkörpern herstellen. Durch Kunstharz gedichtete Graphite liegen seit etwa 20 Jahren als technische Produkte vor. Die Forderung des Reaktorbauers nach thermischer Beständigkeit auch bei höchsten Temperaturen kann durch Verschließen der Poren mit Hilfe reinen Kohlenstoffes erfüllt werden.

Es wird aufgrund eigener Arbeiten über die beiden grundsätzlichen Wege, nämlich

1. Flüssigimprägnierung, d. h. die Imprägnierung von Graphitformkörpern mit Kohlenstoffverbindungen und anschließender thermischer Zersetzung dieser Verbindungen zu reinem Kohlenstoff,

2. Gasimprägnierung, d. h. Pyrolyse gasförmiger Kohlenwasserstoffverbindungen in den Poren

berichtet.

Die erste Dichtungsmöglichkeit führt zu über den ganzen Querschnitt gleichmäßig gedichteten Formkörpern mit Permeabilitäten um 10^{-6} bis 10^{-7} cm^2 sec^{-1}.

Die Verfahren der Flüssigimprägnierungen werden zur Zeit in den halbtechnischen Maßstab übergeführt. Auf die besondere Bedeutung der Ausgangsgraphite für diese Dichtungsverfahren wird hingewiesen. Vor allem die Porosimetrie dieser Körper stellt ein wichtiges Hilfsmittel für die Weiterentwicklung dieser Dichtungsmethode dar. Es werden Angaben über die Eigenschaften derartig gedichteter Körper einschließlich deren Beständigkeit unter Neutronenbestrahlung gegeben.

Aus der Gasphase können Porenfüllungen und dünne Oberflächenschichten aufgebaut werden, welche Permeabilitäten um 10^{-10} aufweisen.

Schließlich werden neueste Entwicklungen auf dem Gebiet des Pyrographits, einem extrem anisotropen Werkstoff von großer Dichte sowie geringer Porosität und Permeabilität, aufgezeigt.

Veröffentlichung in „Atomkernenergie", Heft 4, April 1961.

Probleme bei Reaktorwerkstoffen

Von Prof. Dr.-Ing. H. Bühler, Geesthacht/Tesperhude

(Kurzfassung)

Es wird ein Auszug über die Ergebnisse von Entwicklungsarbeiten der Gesellschaft für Kernenergieverwertung in Schiffbau und Schiffahrt GmbH., Hamburg, gegeben. Im Gegensatz zu ortsfesten Kernenergieanlagen sind während des Betriebes bei Schiffsantriebsanlagen Brennstoffelemente, Regelgeräte und Bauteile erheblichen Schwingungsbeanspruchungen ausgesetzt, wobei diese Schwingungsbeanspruchungen einmal durch den Seegang und zum anderen durch Maschinenschwingungen des Sekundärkreislaufes und der Hilfsmaschinen verursacht sein können. Für diese verschiedenen Arten einer Schwingungsbeanspruchung wurden Prüfstände beschrieben, auf welchen Haltbarkeits- und Funktionsprüfungen an Schiffsreaktorbauteilen und Brennstoffelementen sowie Regelgeräten vorgenommen werden. Für diese Entwicklung muß auch das Verhalten der neuen in der Kerntechnik verwendeten Werkstoffe und Betriebsstoffe bei Dauerschwingbeanspruchung bekannt sein. Dauerschwingversuche an metallischem Uran mit 0,35 % Nb wurden durch-

geführt. Außer der Bestimmung der Wöhler-Kurve wurden Dauerfestigkeits-Schaubilder aufgestellt, welche auch dem Konstrukteur als Rüstzeug dienen sollen. Zur Frage der spanenden Bearbeitung von metallischem Uran konnte anhand von Versuchsergebnissen belegt werden, daß hierbei leicht die Gefahr des Auftretens plastischer Verformungen besteht, welche wiederum Ursache für Eigenspannungszustände und damit ungünstige Vorspannungen für den späteren Betrieb bilden können. Weiter wurde zur Frage des Kobaltgehaltes in Reaktorbaustählen berichtet. Da Co schwerer als Fe und seine Legierungselemente oxydiert, ist Co im normalen Erzeugungsverfahren aus dem Stahlbad nicht zu entfernen. Zur Herstellung kobaltarmer Stähle muß man deshalb bereits im Hochofen eine strenge Auswahl der Einsatz- und Zuschlagstoffe treffen, also auch mit kobaltarmen Eisenerzen arbeiten. Zu einer Gemeinschaftsarbeit stellten sämtliche Eisenerzgruben, Geologische Landesämter und Ämter für Bodenforschung der Deutschen Bundesrepublik Eisenerzproben zur Verfügung, welche auch ihre Gehalte an Fe, Mn und Co untersucht wurden. Es wurden dabei sämtliche Eisenerzvorkommen erfaßt, gleich, ob sie jetzt abgebaut, nicht mehr abgebaut oder noch nicht abgebaut werden. Diese Untersuchungen ergaben, daß auch in der Deutschen Bundesrepublik Eisenerze zur Verfügung stehen, welche sich zur Herstellung von Reaktorbaustählen eignen.

Veröffentlichung in drei Aufsätzen in Zeitschrift für Metallkunde.

Beitrag zur Frage des Kobalt-Gehaltes in Reaktor-Stählen

*Von Prof. Dr. N. Riehl, München-Garching, Dr. K. Fink, Duisburg-Ruhrort *) und Dipl.-Phys. O. Selig, München-Garching*

(Inhaltsübersicht)

Die Forderung nach möglichst niedrigen Co-Gehalten in Reaktor-Stählen wird anhand von eigenen Experimenten kritisch beleuchtet. Neben der Co-Aktivität entstehen im Stahl auch andere Aktivitäten, die insbesondere dann ins Gewicht fallen, wenn Bauteile schnell, d. h. nach kurzer Abklingzeit instandgesetzt werden sollen. Der Beitrag der verschiedenen radioaktiven Nuklide zur Gesamtaktivierung wird durch Experimente und Rechnungen untersucht. Die Lösung des Problems liegt weniger in der Herabsetzung des Co-Gehaltes im Stahl als vielmehr in Maßnahmen zur Fernhaltung der Neutronen von den Stahlbauteilen, etwa durch vorgeschaltete Neutronenabsorber.

Veröffentlichung in „Nukleonik".

---

*) Vorgetragen von Dr. K. Fink.

Schweißen dickwandiger Bleche nach verschiedenen Verfahren für den Reaktorbau

Von Dr.=Ing. K. Winkler) und Dipl.=Ing. F. Thyssen, Hattingen/Ruhr*

(Kurzfassung)

Bei der Herstellung von Druckgefäßen für Kernreaktoren werden dickwandige Bleche benötigt. Das Bestreben geht dahin, den Gesamtwirkungsgrad einer Kernenergieanlage durch Erhöhen der Temperatur und des Druckes ständig zu verbessern. Bei den bisher verwandten Stählen kommt man zu Wandstärken, die man aus wirtschaftlichen Erwägungen vermeiden möchte. Es wird deshalb eine Wandstärkenverminderung angestrebt. Eine Möglichkeit besteht darin, legierte Stähle mit höheren Kalt= und Warmfestigkeitseigenschaften zu ver=wenden.

Ein erster Versuch in dieser Richtung wurde bei der Herstellung des Druck=gefäßes für den Shipping Port Reaktor gemacht. Man verwandte einen Mangan=Molybdän gem. ASTM A 302 Grade B.

In Anlehnung an die amerikanischen Erfahrungen wurde das Druckgefäß des ersten Leistungsreaktors in der Bundesrepublik, Kahl/Main, aus einem plat=tierten Stahl 19 Mn 5 + 0,5 % Mo gefertigt.

Eigene Untersuchungen an diesem Stahl ergaben, daß seine Festigkeits= und Verformungseigenschaften durch Vergüten verbessert werden können.

Es erhob sich die Frage, ob sich dieser vergütete Stahl mit den bekannten Schweißverfahren verschweißen läßt. An Blechen von 50, 90 und 150 mm Dicke wurden als Schweißverfahren angewandt: das Handschweißen mit kalkbasisch umhüllten Elektroden, das UP=Schweißen mit verschiedenen Draht=Pulver=Kombinationen und das Elektro=Schlacke=Schweißen.

Es hat sich gezeigt, daß die vorliegenden vergüteten Bleche schweißtechnisch einwandfrei zu beherrschen sind, wenn mit der nötigen Umsicht (besonders beim Vorwärmen und Zwischenglühen) vorgegangen wird. Weiterhin scheint es in Zukunft nicht notwendig zu sein, bei Probeschweißungen an dicken Blechen über eine Blechdicke von 60—70 mm hinauszugehen, wenn man nur die mechanischen Eigenschaften der Schweißverbindungen prüfen will. Es hat sich keine Abhängigkeit der Werte von der Blechdicke herausgestellt.

Veröffentlichung in „Stahl und Eisen".

---

*) Vorgetragen von Dr.=Ing. K. Winkler.

Prüfung von Reaktorbauteilen mit Betatronstrahlen

Von Dr. K. Fink und Dipl.-Phys. J. Woitschnach), Düsseldorf*

(Kurzfassung)

Das Betatron ist wegen der Härte seiner Strahlung besonders für die Röntgenuntersuchung von Prüflingen mit hohem Produkt aus Dicke und Dichte und von Bauteilen mit verhältnismäßig großen Dickenunterschieden geeignet. Wegen des sehr feinen Brennflecks wird bei Radiographien eine hohe Zeichenschärfe erreicht.

Durch radiographische Vergrößerungen kann man die Zeichenschärfe auf dem Film gegenüber Kontaktaufnahmen erheblich steigern. Dieses Verfahren wurde bei der Betatronprüfung von Schweißnähten dickwandiger Behälter und bei der Prüfung des Blei-Abschirmmantels eines Materialprüfungsreaktors angewandt.

Ferner kann man die Zeichenschärfe durch Fortlassen der Verstärker-Hinterfolie verbessern. Dabei muß jedoch die metallische Rückwand der Filmkassette durch eine solche aus einem Stoff mit geringerer Dichte ersetzt werden. Dieses, besonders für verhältnismäßig kleine Wanddicken geeignete Verfahren, wurde u. a. bei der Betatronprüfung eines Panzerventilgehäuses eingesetzt, das außerdem noch große Wanddickenunterschiede aufwies.

Bei hohen Wandstärken — insbesondere bei Blei — können die Bestrahlungszeiten durch gleichzeitiges Belichten mehrerer und hochempfindlicher Filme erheblich abgekürzt werden. So beträgt z. B. die Belichtungszeit mit einem 31 MeV-Betatron für die Durchstrahlung von 200 mm Blei nur etwa 20 Minuten bei einer „Locherkennbarkeit" von 1,6 %. Die pro Aufnahme erfaßte Prüffläche hat einen Durchmesser von 40 cm.

Bei Blei-Wanddicken über 200 mm muß ein radiometrisches Abtastverfahren eingesetzt werden. Auf diese Weise wurde eine Elementwechselflasche für den Reaktor Kahl mit einer Wandstärke von 289 mm Blei und 30 mm Stahl auf Lunker geprüft. Als Strahlenquelle diente ein 31 MeV-Betatron und als Strahlenempfänger eine Ionisationskammer.

Veröffentlichung in „Kerntechnik".

---

*) Vorgetragen von Dipl.-Phys. J. Woitschnach.

Einige Schweißprobleme beim Bau von Kernreaktoren

Von Dr.=Ing. A. Schiller, Duisburg=Wanheim

(Inhaltsübersicht)

Hohe Qualitätsforderungen bei Schweißarbeiten und die kompakte Bauweise bedingen den Einsatz besonders apparativer Einrichtungen, vor allem für die Rundnähte austenitischer Rohre bei der Schutzgasschweißung von Hand während der Montage. Funktionelle Beschreibung einiger verfahrenstech= nischer Einrichtungen. — Die Bedingungen, unter denen es gelingt, Rohre aus austenitischen Chrom=Nickel=Stählen ohne Bildung von Oxydations= schichten auf der Rohrinnenoberfläche zu verschweißen. — Die Auftrags= schweißung an lösbaren Teilen von Reaktorbehältern als Möglichkeit für die Erzielung einer warmfesten und korrosionsbeständigen Dichtfläche von höhe= rer Härte. — Schweißarbeiten an dickwandigen plattierten Blechwerkstoffen, wie die Verbindungsschweißung von dicken plattierten Blechen und die Ver= schweißung von plattierten oder vollaustenitischen Stutzen mit dickwandigen plattierten Behälterschalen.

Veröffentlichung in „Schweißen und Schneiden".

Korrosions- und Reinigungsfragen bei Rohren, Wärmetauschern und Behältern aus hochlegierten Chrom-Nickel-Stählen für wassergekühlte Reaktoren

Von Dr. G. Pier, Duisburg=Wanheim

(Inhaltsübersicht)

Langzeituntersuchungen der allgemeinen Korrosionsbeständigkeit mit Prüf= zeiten bis zu 21 000 Std. und Versuche über die Anfälligkeit gegen Span= nungsrißkorrosion und Spaltkorrosion von Rohren und Blechproben aus hochlegierten Chrom= und Chrom=Nickel=Stählen in 70 ° C warmem Reinst= wasser haben gezeigt, daß in Reinstwasser unter den angegebenen Bedin= gungen weder ein Korrosionsangriff noch Spannungsrißkorrosion oder Spalt= korrosion auftritt.

Für die Schlußreinigung von Reaktoren mit Werkstoffen aus hochlegierten Chrom=Nickel=Stählen wird ein eigens für diesen Zweck entwickeltes Reini= gungsverfahren angegeben, das beim FR=2=Reaktor Karlsruhe mit Erfolg an= gewendet wurde.

Veröffentlichung in „Die Atomwirtschaft" 6, Heft 12 (Dezember 1961).

Entwicklung, Herstellung und Eigenschaften von hochlegierten Stählen und Legierungen für Kernenergieanlagen

Von Dipl.=Ing. J. Jägersberger, Düsseldorf

(Auszug)

Der Zweck des vorliegenden Berichtes ist es, zunächst allgemein die Gesichtspunkte, die für die Wahl von hochlegierten Stählen und Legierungen für Kernenergieanlagen von Bedeutung sind, darzulegen. Hierzu gehören auch die neutronenphysikalischen Eigenschaften und die Veränderung durch Bestrahlung.

Wenn auch die Forderung nach kleinsten Wirkungsquerschnitten für thermische Neutronen viel von ihrer Bedeutung verloren hat, bleibt doch das Gebot bestehen, daß diese möglichst gering bleiben, sowohl zur Vermeidung einer übermäßigen Aktivierung wie wegen der Forderung der Reaktorphysik nach bester Neutronenökonomie. Lediglich für Kontroll= und Regelstäbe und Abschirmeinrichtungen verwendet man Stähle mit hoher Neutronenabsorption. Von Bedeutung für die Stahltechnik sind hier Bor und einige seltene Erdmetalle, die besonders hohe Wirkungsquerschnitte aufweisen.

Absorbierte Neutronen können eine Umwandlung des absorbierenden Kernes in ein radioaktives Isotop verursachen. Dies bedeutet, daß diese Legierungselemente, die in hochlegierten Stählen verwendet werden, durch die Neutronenbestrahlung im Reaktor radioaktiv werden. Für diese Praxis maßgebend ist die induzierte Aktivität, weil von dieser aus Erwägungen biologischer Natur die Zugänglichkeit für Zwecke der Untersuchung und der Erhaltungsarbeit während der Lebensdauer des Reaktors abhängt. Mit Ausnahme von Kobalt, das ein sehr langlebiges aktives Isotop ist, klingen allerdings die Aktivitäten der Legierungselemente nach längerer Zeit vollkommen ab.

Die austenitisch=chemisch beständigen Stähle erleiden ebenso, wenn auch im geringeren Ausmaße als die Kohlenstoffstähle, wesentliche Veränderungen der Festigkeitseigenschaften, wie dies aus Zahlentafel 1 zu entnehmen ist. Besonders auffällig ist die Streckgrenzenerhöhung, die auch mit anderen Untersuchungen übereinstimmt, verbunden mit einer Dehnungs= und Zähigkeitsabnahme.

Über den Einfluß der Bestrahlung auf die Kriechgeschwindigkeit liegen hingegen noch keine einheitlichen Untersuchungen vor. Die Dauerfestigkeit scheint sich aber selbst bei sehr starkem Neutronenfluß wenig zu ändern.

Die Feststellung, daß mit steigender Temperatur zufolge von Diffusionsvorgängen eine Beseitigung der Frenkel=Defekte eintritt, ist für die Entwicklung von Hochtemperaturreaktoren sehr wesentlich, so daß der Einfluß der Werkstoffschädigung durch Bestrahlung beim derzeitigen Stand der Kennt=

W.Nr.	Zusammensetzung	ASTM Korn-größe	Zustand	Streck-grenze $\sigma_{0,2\%}$ kp/mm²	Zug-festigkeit kp/mm²	Deh-nung % (L=4d)	Ein-schnürung %
4310	C 0,08-0,2%, Mn(max) 2%	2	a [1]	27,0	69,5	56	83
	Cr 16-18%, Ni 6-8%		b [2]	61,2	79,6	48	81
4300	C 0,08-0,2%, Mn(max) 2%	4	a [1]	23,8	67,2	—	—
	Cr 17-19%, Ni 8-10%		b [2]	89,0	78,3	—	—
4828	C 0,08-0,2%, Mn(max) 2%	4	a [1]	23,6	75,8	—	—
	Si 2-3%, Cr 17-19%, Ni 8-10%		b [2]	57,3	88,0	—	—
4306	C 0,03%, Mn(max) 2%	4	a [1]	17,1	60,6	63	74
	Ni 8-12%, Cr 18-20%		b [2]	53,0	73,0	58	73
4541	C 0,08%, Mn(max) 2%	7	a [1]	22,0	59,6	—	—
	Cr 17-19%, Ni 8-11%, Ti 5x%C		b [2]	63,8	74,4	—	—
4550	C 0,08%, Mn(max) 2%	8	a [1]	26,0	68,6	49	71
	Cr 17-19%, Ni 9-12%, Nb 10x%C		b [2]	67,9	80,6	25	62

1) unbestrahlt
2) bestrahlt. Die Proben erhielten eine Neutronendosis von $3{,}9 \cdot 10^{19}$ n/cm² (1MeV) bei 95°C, mit Ausnahme der Proben W. Nr. 4306 und 4541 die mit $7{,}8 \cdot 10^{19}$ n/cm² (>1 MeV) behandelt wurden.

Zahlentafel 1

nisse auch nicht überschätzt werden darf. Bestrahlte austenitische Stähle müssen bei höheren Temperaturen angelassen werden als Kohlenstoffstäbe, um die Eigenschaftsveränderungen rückgängig zu machen. Abbildung 1 läßt erkennen, daß die durch Neutronenbestrahlung hervorgerufene Werkstoffschädigung bei niedriger Temperatur rückgängig gemacht wird als die durch Kaltverformung bedingte.

Die Auswirkungen der durch Bestrahlung entstandenen Strukturveränderungen auf die Korrossionsbeständigkeit sind außerordentlich komplex. Dazu ist noch zu beachten, daß die Strahlungen im Reaktor chemische Veränderungen im angreifenden Medium verursachen können, die eine gegebenenfalls zu beachtende Änderung der Aggressivität zur Forge haben. Besonders wichtig ist dieses Problem bei Homogenreaktoren, die wassergekühlten Reaktoren, insbesondere bei hohen Kühltemperaturen und in organisch moderierten Reaktoren. Das Auftreten von Spaltkorrosion wurde verschiedentlich beobachtet und kann sich unangenehm für die Pumpen im Kühlsystem bemerkbar machen. Besondere Beachtung ist auch der Spannungsrißkorrosion zu schenken. In den Kühlkreisläufen kann das Auftreten von Chloriden erheblich auf die Spannungsrißkorrosion austenitischer Stähle einwirken. Wie die bisherigen Schadensfälle zeigen. wird diese Art der Korrosion im Reaktorbau noch eingehender untersucht werden müssen. Die gute Beständigkeit der hoch-Ni-hältigen Legierungen gegen Spannungsrißkorrosion, insbesondere für

Bauteile des Wärmeaustauschers bei chloridhaltigen und alkalischen Medien, haben diese im Reaktorbau vor allem für Druckwasserreaktoren in der Schiff=fahrt eingeführt.

Ob austenitische Cr=Ni=Stähle für die Umhüllung von Brennstoffelementen eine maßgebende Stellung einnehmen werden, ist noch nicht endgültig ent=

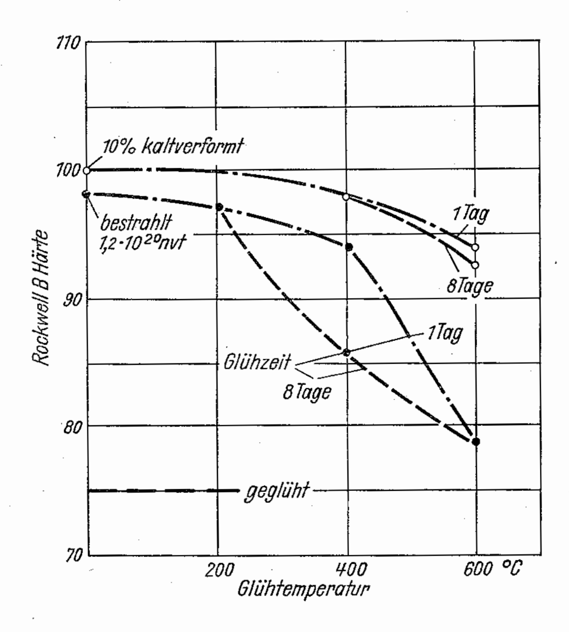


Abb. 1

Einfluß von Glühungen auf kaltverformten und auf mit Neutronen bestrahlten Chromnickel=niobstahl AISI 347)

schieden. Um die Neutronenabsorption, die bei Stählen an sich sehr hoch ist, in erträglichen Grenzen zu halten, wird die Dicke der Umhüllungen sehr dünn gehalten. Dies bedingt hohe Reinheit des Stahles, weil geringste Ein=schlüsse heiße Stellen verursachen und zum Durchbrennen der Elemente füh=ren können. Die Forderung, austenitische Stähle für diese Beanspruchung in Vakuum zu erschmelzen, erscheint somit durchaus berechtigt. Extrem dünn=wandige nahtlose Rohre aus Cr=Ni=Stahl stehen in Deutschland schon zur Verfügung und sind in Erprobung.

Für die Spaltstoffherstellung und =aufbereitung sind bisher keine wesent=lichen Neuentwicklungen von Stählen und Legierungen notwendig geworden. Es werden hierfür in Abhängigkeit vom Aufschlußverfahren bekanntlich Werkstoffe, über die bereits ausreichende Korrosionskennwerte aus der all=gemein chemischen Industrie vorliegen, eingesetzt.

Soweit austenitische, chemisch beständige Stähle im Reaktorbau Verwendung finden, liegt deren chemische Zusammensetzung in den meisten Fällen im Bereich der konventionellen Sorten (Zahlentafeln 8 und 10 geben die Zusam=

Nr.	Zusammensetzung in %								Stahlsorte Kurzbez. nach DIN 17006	AISI	W.Nr. nach DIN17006
	C	Si	Mn	Cr	Mo	Ni	Co*)	Sonstige			
1	≦0,03	≦1	≦1	19	—	11	1,2,3	—	X 2 Cr Ni 189	304L	4306
2	≦0,06	≦1	≦1	18	—	9	1,2,3	—	X 5 Cr Ni 189	304	4301
3	≦0,03	≦1	≦1	18	2	12	1,2,3	—	X 2 Cr Ni Mo 1810	316L	4404
4	≦0,06	≦1	≦1	17	2	13	1,2,3	—	X 2 Cr Ni Mo 1814	~316L	4435
5	≦0,03	≦1	≦1	18	2	11	1,2,3	—	X 5 Cr Ni Mo 1810	316	4401
6	≦0,1	≦1	≦1	18	—	10	1,2,3	Nb>8×%C	X 10 Cr Ni Nb 189	347	4550
7	≦0,1	≦1	≦1	18	2	11	1,2,3	Nb>8×%C	X 10 C N M N 1810	—	4580
8	≦0,07	≦1	≦1	18	3	22	1,2,3	Cu 2% Nb>9×%C	X 5 Ni Cr Mo Cu Nb 2218	—	4586

*) 1 – max 1500 ppm
2 – 120 – 150 ppm
3 – max 30 ppm

Zahlentafel 9

Nr.	Mech. Eigenschaften bei 20°C im abgeschreckten Zustand							Stahlsorte Kurzbez. nach Din 17006
	Härte HB	Streckgr. kp/mm² (min)	Zugfstgkt. kp/mm²	Dehnung (L=5d) (min)	Warmstreckgr. kp/mm² (Mindestwerte) 300°C	350°C	400°C	
1	~150	20	50–70	50	11	10	9	X 2 Cr Ni 18 9
2	~150	22	50–70	50	12	11	10	X 5 Cr Ni 18 9
3	~150	20	50–70	45	11	10	9	X 2 Cr Ni 18 9
4	~150	20	50–70	45	11	10	9	X 2 Cr Ni Mo 18 14
5	~160	22	55–70	45	12	11	10	X 5 Cr Ni Mo 18 10
6	~160	27	55–75	40	16	15,5	15	X 10 Cr Ni Nb 18 9
7	~160	27	55–75	40	18	17,5	17	X 10 Cr Ni Mo Nb 18 10
8	~160	28	55–75	35	22	21,0	20	X 5 Ni Cr Mo Cu Nb 22 18

Zahlentafel 10

mensetzung und mechanischen Eigenschaften häufig gebrauchter Stähle wieder).

Der extrem niedrig gekohlte Stahl W=Nr. 4306 wurde bisher in ausländischen Kernenergieanlagen für die Plattierung von Druckgefäßen und Bauteilen im Primärkreislauf, insbesondere für Siede= und Druckwasserreaktoren, bevor=zugt verwendet.

Es hat sich eingebürgert, die in der Zahlentafel 9 angeführten Stähle in drei Abstufungen in Abhängigkeit vom Co=Gehalt zu erzeugen, und zwar:

1. mit kontrolliertem Co-Gehalt (max. 0,15 %),
2. 0,012—0,015 % Co (120—150 ppm),
3. max. 0,003 % (30 ppm).

Die Höhe des Kobalt-Gehaltes kann für den Einzelfall natürlich auch besonders festgelegt werden. Da das Kobalt durch Oxydation nicht aus dem Eisen entfernt werden kann, müssen solche Stähle aus Co-armen Erzen hergestellt werden. Bei austenitischen Stählen kommt noch hinzu, daß auch der Kobaltgehalt der Legierungsmetalle, vor allem des Chrom-Metalles, beachtet werden muß. Mond Nickel (Carbonyl Nickel) steht bereits mit sehr geringen Kobalt-Gehalten (max. 10 ppm) zur Verfügung. Den Forderungen nach extrem niedrigen Co-Gehalten wie max. 30 ppm kann somit von den Stahlherstellern entsprochen werden, wobei sich aber entsprechende Verteuerungen ergeben.

So wurde z. B. Stahl W-Nr. 4550 für die Auflage der Plattierung für den Siedewasserreaktor Kahl herangezogen. Der Kobalt-Gehalt der verwendeten Bleche lag zwischen 30 und 50 ppm. Bezüglich des geforderten Ta-Gehaltes von max. 0,005 % muß gesagt werden, daß es nach den derzeit bekannten Analysenverfahren nicht möglich ist, diese extrem niedrigen Gehalte festzustellen.

Für den Wärmeaustauscher im Reaktor Kahl wurde aus konstruktiven Gründen ein ferritischer austenitischer Stahl mit max. 0,07 % C, 22,0 % Cr, 5,0 % Ni, 1,5 % Mo und 0,6 % Cu verwendet.

Die Erschmelzung der austenitischen Stähle erfolgt ausschließlich in Elektroöfen und es kann für die erforderlichen Gebrauchseigenschaften im Reaktorbau mit diesem Herstellungsverfahren das Auslagen gefunden werden. Bei Nio-stabilisierten Stählen wird man trachten, Tantal-freies Niob zu verwenden. Borhaltige Desoxydationsmittel scheiden aus Gründen des hohen Wirkungsquerschnittes des Bors aus, während Zirkonium keinen Einfluß hat. Für besondere Anforderungen an die Stahlreinheit wie z. B. bei der Herstellung extrem dünner Brennstoffumhüllungen wird das Vakuumschmelzen notwendig und auch wirtschaftlich vertretbar sein. Analog zu den Stählen sind in Deutschland auch entsprechende Schweißzusatzwerkstoffe entwickelt worden, und es ist auch gelungen, eine kalkbasische Elektrode herzustellen, bei der nur mehr unwesentliche Mengen von Kobalt aus der Hülle in das Schweißgut übergehen. Es stehen entsprechende austenitische Schweißzusatzwerkstoffe in zwei Kobalt-Abstufungen, und zwar mit max. 50 ppm und max. 150 ppm, zur Verfügung.

Die Verwendung von Legierungen auf Ni-Basis blieb bisher auf einige wenige Reaktortypen der speziellen Verwendung in der Schiffahrt beschränkt (Zahlentafel 2). Mit dem Fortschritt im Bau von Hochtemperaturreaktoren wird auch die Verwendung der Legierungen 1, 2 und 3 ansteigen und weitere Entwicklungen erforderlich sein. Mit der Zusammensetzung von Nr. 5 steht ein praktisch kobalt-freier Stellit für das Aufpanzern von austenitischen Ventilen und Ventilsitzen, die im Kühlsystem Verwendung finden, zur Verfügung,

und es wurde dieser Stellit bereits mit Erfolg in europäischen Reaktoren eingesetzt.

Obwohl schon eine Anzahl von ausländischen experimentellen Untersuchungen über Beeinflussung von Eigenschaften hochlegierter Stähle und Legierungen durch Neutronenbestrahlung vorliegen, gestattet es der derzeitige Stand der Kenntnisse noch nicht, dem Werkstoffachmann ausreichende Ergebnisse zu liefern. Die Vermehrung der Anzahl geeigneter Materialprüfreaktoren zur möglichst kurzfristigen Werkstoffprüfung läßt aber hoffen, daß die großen Lücken, die unsere Erfahrung heute noch aufweist, in absehbarer Zeit einigermaßen geschlossen sein werden. Die größeren deutschen Forschungsreaktoren dürften sich jedoch nur für Werkstoffbestrahlungen bis zu mittleren Neutronendosen eignen, falls der Zeitaufwand in vernünftigen Grenzen bleiben soll. Bestrahlungsversuche sind, bedingt durch die erheblichen experimentellen Schwierigkeiten, nicht nur sehr zeitaufwendig, sondern auch außerordentlich teuer.

Nr.	Zusammensetzung in %								Bezeichnung
	C	Cr	Ni	W	Mo	Co	Fe	Sonstige	
1	0,03	16	76	—	—	0,10	7	—	Jnconel
2	0,04	15	73	—	—	—	7	Nb 1,0 Ti 2,4 Al 0,6	Jnconel X
3	0,1	—	64	—	28	—	6	—	Hastelloy B
4	0,06	7	~70		16		5	B 1,0	—
5	3,8	31	—	—	—	<0,15	Rest	—	
6	1,25	27,5	3	4,5		56	2,5	B 1,0	Stellite
7	3	17	1,8	—	16	6	55	B 4,0	
8	0,5	14	72	—	—	—	Rest	Si 5,0 B 3,0	—

Zahlentafel 2

Besondere Beachtung verdient der speziell für Werkstoffuntersuchungen entwickelte Hochflußreaktor BR 2 in Mol (Belgien). Es ist daher zu erwarten, daß dieser nach seiner Inbetriebnahme zum wichtigsten Materialprüfreaktor auf dem Kontinent werden wird und auch für die deutsche Atomindustrie von großer Wichtigkeit ist.

Veröffentlichung in „Die Atomwirtschaft" 6, Heft 3 und 5 (März und Mai 1961).

Eigenschaften nichtrostender austenitischer Chrom-Nickel-Stähle mit Bor für den Kernreaktorbau

Von Priv.=Doz. Dr.=Ing. K. Bungardt und Dr.=Ing. R. Oppenheim), Krefeld*

(Inhaltsübersicht)

Kernphysikalische Grundlagen für die Verwendung von nichtrostenden austenitischen Chrom=Nickel=Stählen mit Borgehalten bis etwa 2 % als Werkstoffe für Regelstäbe und thermische Schilde von Kernreaktoren. Einfluß steigender Borgehalte auf das Gefüge und die mechanischen Eigenschaften von 18/11 Chrom=Nickel=Stählen. Festigkeitseigenschaften von 18/11 Chrom=Nickel=Stahl mit etwa 1,2 % B bei Raumtemperatur und erhöhten Temperaturen; Kerbschlagzähigkeit bei tiefen Temperaturen; Schweißverhalten bei Blechstärken bis 55 mm. Bevorzugte Chrom=Abbindung im Borid und Notwendigkeit einer Erhöhung des Chromgehaltes in Abhängigkeit vom Borgehalt; höhere Korrosionsbestände eines 22/10 Chrom=Nickel=Stahles mit 1,2 % B im Vergleich zu einem 18/11 Chrom=Nickel=Stahl gleichen Borgehaltes.

Veröffentlichung in „Stahl und Eisen".

*) Vorgetragen von Dr.=Ing. R. Oppenheim.

Boral als neutronenabsorbierender Verbundwerkstoff

Von Dr. O. Rüdiger), Dipl.=Ing. G. Lohrke und Dipl.=Phys. J. Stickforth, Essen*

(Kurzfassung)

Als wichtigstes neutronenabsorbierendes Element kann Bor betrachtet werden. Da es in reiner Form nur mit erheblichem Aufwand hergestellt werden kann, finden chemische Verbindungen wie z. B. Borkarbid oder Borlegierungen Verwendung. Für Abschirmzwecke ist oft eine möglichst hohe Borkonzentration erwünscht, die beim Boral dadurch realisiert wird, daß Borkarbid in einer Aluminiummatrix eingebettet wird. Boral wird in Platten von beispielsweise 1000 × 2000 × 5 mm hergestellt und ist auf beiden Seiten mit je 1 mm Aluminium plattiert. Durch die nichthomogene Verteilung des in Körnerform vorliegenden Borkarbids wird allerdings die Absorptionsfähigkeit etwas verringert. Dieser Effekt („channeling") wurde theoretisch untersucht; es wurde eine befriedigende Übereinstimmung mit gemessenen Werten gefunden. Für

*) Vorgetragen von Dr. O. Rüdiger.

senkrecht auffallende Neutronen mit einer Energie von 24 meV beträgt die Durchlässigkeit einer 5 mm Boralschicht mit 30 Vol.-% Borkarbid bei homogener Verteilung etwa 4×10^{-5}.

Eine ausführliche Veröffentlichung erscheint demnächst in den Technischen Mitteilungen Krupp.

Über den Zusammenhang von Dämpfungs- und Schubmodulerscheinungen im System Zirkonium-Stickstoff

Von Priv.-Doz. Dr.-Ing. K. Bungardt, Dr. H. Preisendanz) und Dr. E. Horn, Krefeld*

(Inhaltsübersicht)

Wechselwirkung zwischen Zirkonium und Stickstoff bei der Behandlung von reinem Zirkonium mit Stickstoff oder Ammoniak. Einfluß der Begasungstemperatur, -zeit und des Stickstoffpartialdruckes. Bestimmung des Dämpfungsverlaufes und der Schubmoduländerung im Temperaturbereich von $-180°$ bis Raumtemperatur. Beziehung zwischen Dämpfungsanomalien und Stickstoffverteilung im Zirkonium. Betrachtung der Stickstoffaufnahme durch metallographische Gefügeuntersuchungen und Mikrohärtemessungen. Änderung der Dämpfungsanomalien durch einen Stickstoff-Konzentrationsausgleich im Zirkonium. Besprechung der Einflußgrößen auf die charakteristischen Erscheinungen des temperaturabhängigen Dämpfungsverlaufes.

Veröffentlichung in Zeitschrift für Metallkunde.

---

*) Vorgetragen von Dr. H. Preisendanz.

Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen

Von Prof. Dr. H. J. Born, München

(Kurzfassung)

Die Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen ist ein wesentlicher Sektor des Brennstoffzyklus. Fortschritte auf diesem Gebiet beeinflussen daher die Ökonomie der Kernenergiegewinnung ganz erheblich. Die zur Zeit im Großbetrieb verwendeten Verfahren der Aufbereitung bedienen sich der flüssig-

flüssig=Extraktion und bestehen aus drei Stufen, nämlich der Auflösung der Brennelemente, dem eigentlichen Extraktionsvorgang und der Rücküberfüh=rung des Brennstoffs aus dem gelösten Zustand in die feste – metallische oder keramische – Form. Die konventionellen Extraktionsmethoden können, wie eigene Versuche gezeigt haben, z. T. ohne besonderen Aufwand sowohl in chemischer wie in verfahrenstechnischer Hinsicht noch merklich verbessert wer=den. Solche Verbesserungen gestatten u. U. eine nennenswerte Abkürzung und Vereinfachung des Flußschemas. Entscheidende Fortschritte in dieser Hinsicht versprechen jedoch die sogenannten nichtkonventionellen, d. h. die Hochtem=peraturverfahren. Alle diese Arbeitsweisen, z. B. die Fluoriddestillation, Hoch=temperaturdestillation, Ausschlackung, Salzschmelzflußextraktion, befinden sich noch im Stadium der Erprobung oder der Prüfung im Laboratoriumsmaß=stab. Sie würden aber den ersten Schritt, die Auflösung, überflüssig machen und den dritten Schritt, die Rücküberführung in die Brennelementform, erheb=lich vereinfachen. Eine Hauptaufgabe der Forschung und technischen Entwick=lung auf dem Gebiet der Aufarbeitung von Kernbrennstoffen ist daher die Ausarbeitung derartiger technisch realisierbarer Verfahren. Sie kann rationell nur in engstem Kontakt mit den Gruppen durchgeführt werden, die sich mit der Entwicklung neuer Reaktortypen beschäftigen.

Veröffentlichung in Zeitschrift für Angewandte Chemie (eigene Versuche).

Brenn- und Brutstoffe

Von Dr. A. Boettcher, Jülich

(Inhaltsübersicht)

Es wird ein kurzer Überblick über die gebräuchlichen oder in Zukunft als Brennstoffe für Reaktoren interessant erscheinenden Formen von Uran ge=gegeben. Dabei wird auf die wesentlichen Probleme der Herstellung einge=gangen, außerdem auf die Fragen der Verwendung angereicherten Urans. Probleme des als Brutstoff interessierenden Thoriums werden angedeutet.

Der Vortrag wird nicht veröffentlicht.

Europium-Legierungen

Von Dr. R. Lesser) und E. Erben, Hanau*

(Kurzfassung)

Die günstigen Absorbereigenschaften des Europiums für thermische Neutronen sind schon seit längerer Zeit bekannt. Daß es bisher nicht zu einem Einsatz des Europiummetalls für Kontroll- und Regelstäbe in Kernreaktoren kam, hatte zwei Hauptgründe: Der Preis und die hohe Korrosionsanfälligkeit des Metalls. Der Preis konnte in den letzten Jahren erheblich herabgesetzt werden, so daß er kein grundsätzliches Hindernis mehr für einen Einsatz des Europiums darstellt. Durch umfangreiche Legierungsversuche gelang es jetzt, Europiumlegierungen mit Silberbasis zu entwickeln, die wegen ihrer guten mechanischen und kernphysikalischen Eigenschaften sowie ihrer hohen chemischen Beständigkeit den bisher verwendeten Materialien für Kontroll- und Regelstäbe in vieler Hinsicht überlegen sind.

Veröffentlichung in „Metall".

*) Vorgetragen von Dr. R. Lesser.

D_2O-Aufkonzentrierung für Reaktoren

Von Dipl.-Ing. H. Mende, Butzbach

(Inhaltsübersicht)

Beim Betreiben von schwerwassermoderierten Reaktoren fällt mehr oder weniger verdünntes D_2O an. Eine kurze Gegenüberstellung zeigt Vor- und Nachteile einiger Aufkonzentrierungsverfahren. Aus verfahrenstechnischer Sicht werden die Berechnung und Auslegung von H_2O-D_2O-Rektifizieranlagen für die Aufkonzentration dargestellt.

Veröffentlichung demnächst in „Chemie-Ingenieurtechnik".

Die europäische Situation auf dem Gebiet der Kernbrennstoffe

Von Dr. H. Hardung-Hardung, Paris

(Auszug)

Die Produktion von Kernbrennstoffen für Forschungs- und Leistungsreaktoren spielt aus zweierlei Gründen eine besondere Rolle. Erstens: die Produktion ist nicht nur auf die Kapazität der im Betrieb oder im Bau befindlichen und geplanten Kraftwerke abzustimmen, sondern es muß auch berücksichtigt werden, wie lange diese Kraftwerke betrieben werden sollen. Zweitens: die Produktion von Kernbrennstoffen muß bereits geplant werden zu einem Zeitpunkt, zu dem die Reaktorsysteme selbst noch nicht ausgereift sind.

Ein größenordnungsmäßiger Überblick über die in Europa im Bau, im Betrieb oder Planung befindlichen Kernkraftwerke gibt im Hinblick auf die notwendige Produktion von Kernbrennstoffen folgendes Bild: Zum Stichtag, am 1. Juli 1960, waren in Westeuropa 4500 MWe in Betrieb, im Bau oder endgültig geplant; davon in der Bundesrepublik 30 MWe. Über weitere 3500 MWe, von denen etwa 400 MWe für die Bundesrepublik in Frage kommen, wird noch verhandelt. Von diesen 3500 MWe wird voraussichtlich bis 1966 noch über 1500 MWe entschieden, so daß damit zu rechnen ist, daß bis Ende 1966 in Europa insgesamt 6000 MWe im Betrieb oder im Bau befindlich sein werden.

Da sich diese 6000 MWe aus Reaktoren der verschiedensten Typen zusammensetzen, kann die Berechnung des Brennstoffbedarfs nur eine generelle sein. Vorausgesetzt, daß die einzelnen Kraftwerke termingemäß fertiggestellt werden, ergibt sich bis 1966 für die europäischen Reaktoren ein Brennstoffbedarf von

5000 t natürliches Uran und
240 t angereichertes Uran
für den laufenden Betrieb,

ferner

7500 t natürliches Uran und
164 t angereichertes Uran
für die Erstladung.

Berücksichtigt man die in den Lagern und in der Aufarbeitung befindlichen Mengen, so kommt man auf einen Gesamtbedarf von

15 000 t natürliches Uran und
600 t angereichertes Uran.

Die vorstehend aufgeführten Mengen stellen unter Annahme der veröffentlichten Brennstoff-Zyklus-Kosten einen Wert dar von:

700 000 000 Dollar für Natur=Uran
174 000 000 Dollar für angereichertes Uran
(etwa 3 000 000 000 DM für Natur=Uran
etwa 730 000 000 DM für angereichertes Uran).

Die gesamten Aufwendungn für Brennstoff bis 1966 belaufen sich also auf rund 3,7 Mrd. DM. Hierin sind Entwicklungskosten nicht enthalten.

Natur=Uran=Brennstoff=Elemente werden wahrscheinlich in Europa fabriziert bzw. raffiniert werden, wobei das Rohmaterial großenteils gegen harte Währung eingekauft werden muß. Schätzungsweise müssen etwa 1 Mrd. DM für den Ankauf von Konzentraten aufgewendet werden (240 Mill. Dollar).

Für angereichertes Uran kann ein Bedarf von 750 Mill. DM als Maximum angenommen werden.

Der maximale Bedarf an „nichteuropäischen" Devisen würde also bis 1966 etwa 2 Mrd. DM (490 Mill. Dollar) betragen.

Die vorstehenden Zahlen geben die Größenordnung der für den Reaktor=Bau notwendigen Aufwendungen. Wir wollen nun in diesem Zusammenhang den Umfang der Fertigungskapazität der europäischen Brennstoff=Industrien betrachten.

England

In Groß=Britannien ist die gesamte Produktion von Kernbrennstoffen in den Händen der U.K.A.E.A. (United Kingdom Atomic Engineering Authority). Wenn auch die genauen Produktionsziffern geheimgehalten werden, kann man doch mit einer gewissen Wahrscheinlichkeit annehmen, daß jährlich einige 1000 Tonnen Brennstoff=Elemente aus metallischem Uran von der Atomenergiebehörde hergestellt werden. Die Anzahl der bisher fabrizierten Brennstoff=Elemente wird mit über 1 Mill. angegeben. Bis April 1960 haben 125 000 Brennstoff=Elemente bereits Reaktoren durchlaufen.

Frankreich

Offizielle Ziffern über die Brennstoffherstellung in Frankreich sind nicht erhältlich, aber es erscheint wahrscheinlich, daß die Kapazität einen Umfang von einigen hundert Tonnen pro Jahr erreicht hat. Der Entwurf und die Entwicklung von Brennstoff=Elementen erfolgt durch das CEA (Commissariat à l'Energie Atomique). Mit der Herstellung werden aber private oder halbprivate Firmen in Lizenz beauftragt. Die Produktion von Uran=Konzentraten erreichte im Jahre 1959 700 Tonnen und steigt 1960 wahrscheinlich auf etwa 1 500 Tonnen. Die Produktion metallischen Urans und Uran=Oxyd wird in Le Bouchet und seit 1960 bei Malvesi (Narbonne) durchgeführt. 35 % der Anteile gehören dem Commissariat und der Rest der Industrie. 1959 erreichte die Produktion metallischen Urans in Malvesi etwa 600 Tonnen pro Jahr. 1960 soll sie auf 1 200 Tonnen pro Jahr gesteigert werden. Die Sinterung von

Uran=Oxyd wird bei der Compagnie Industrielle des Combustibles Atomiques Fritté's in Corbeville ausgeführt. Die Gesellschaft hat auch bereits Export= Aufträge ausgeführt. Die Produktionskapazitäten für Brenn=Elemente sind nicht bekannt, werden jedoch etwa einige hundert Tonnen im Jahr betragen.

Anlagen zur Produktion von Thorium, Uran 235, Plutonium und für Auf= arbeitung stehen im Rahmen des Commissariats zur Verfügung und genügen für die Reaktor=Brennstoff=Zyklen.

In der Bundesrepublik Deutschland gibt es bisher keine Brennstoff=Produktion großen Umfanges. Die Herstellung von Uran=Konzentraten aus eigenen Erz= vorkommen beträgt etwa 10 Tonnen im Jahr und ist kleiner als 1 % der gesamten europäischen Produktion.

Uran=Raffination wird in einem Umfange von etwa 40 Tonnen im Jahr durchgeführt. Das ist kaum mehr als 1 % der gesamten europäischen Pro= duktion.

Brennstoff=Elemente=Fabrikation wird derzeit nicht in industriellem Umfange betrieben.

In Spanien, Belgien und Schweden findet Uran=Konzentration und =Raffina= tion in industriellem Umfange oder halb=industriellem Ausmaß statt. Eine Brennelemente=Fabrikation in industriellem Ausmaß gibt es in Schweden und wird außerdem in einigen anderen europäischen Ländern angestrebt.

Die Entwicklung von Brennstoff=Elementen erfordert engste Zusammenarbeit mit der Entwicklung von Reaktor=Systemen.

Brennelementehersteller sollten Gelegenheit haben, ihre Erzeugnisse auszu= probieren, um statistische Erfahrungswerte zu sammeln.

Garantien für bestimmte Ausbrandgrößen können nur auf Grund statistischer Erfahrungen gegeben werden. Solche Erfahrungen stehen in Groß=Britannien in gewissem Ausmaß zur Verfügung, da dort bei einer verhältnismäßig großen Zahl von Elementen Ausbrände von über 1 500 MWd und in einigen Fällen sogar 2 000 MWd stattgefunden haben. Gewisse Ergebnisse können hieraus extrapoliert werden. Auch die U.K.A.E.A. kann Garantien für oxy= dische Brennstoffe nicht übernehmen.

Garantien der U.S.A.E.C. im Rahmen des USA=EURATOM=Vertrages bezie= hen sich auf komplette Brennstoff=Zyklen, basieren aber nicht auf praktischen Erfahrungen.

Dies sind die derzeit vorhandenen Grundlagen für die Entwicklung einer nuklearen Industrie. Sobald einmal Reaktoren existieren, wird es leichter sein, die Entwicklung nuklearer Brennstoffe weiterzutreiben.

Das schwierige Problem der Aufarbeitung muß so gelöst werden, daß man zu vollständigen Brennstoff=Zyklen kommt. Versandkosten in die USA sind außerordentlich hoch, desgleichen die Versicherungskosten. Euopäische Initia= tive der OEEC für ein gemeinsames Wiederaufbereitungszentrum: EURO= CHEMIC.

Zusammenfassung

Die Kernenergienutzung verspricht für die Zukunft einen erheblichen Markt. Allein in Europa betragen die Ausgaben für Kraftwerke — ohne Forschungs=reaktoren zu berücksichtigen — bis 1966 über 12,5 Mrd. DM (3 Mrd. Dollar). Die Beteiligung deutscher Industrien ist daher außerordentlich klein.

Sind Brennstoff=Industrien einmal in Betrieb gekommen, so verfügen sie sicher über größere experimentelle Erfahrungen und haben damit einen Vor=sprung vor anderen Ländern. Der erste Schritt müßte jedoch bald getan wer=den, um den bisherigen Anteil der Bundesrupublik auf ein Maß anzuheben, das der Größe der deutschen Industrie entspricht.

Veröffentlichung in „Die Atomwirtschaft" 6, Heft 3 (März 1961).

Abschirmbeton

Von Dipl.=Ing. J. Seetzen, Hannover

(Kurzfassung)

Durch die Abschirmung ionisierender Strahlen werden an Beton bisher unge=wohnte Anforderungen gestellt. Die Strahlenschwächung, Wärmeabsorption und Strahlenschäden werfen neue Probleme bei diesem bekannten Baustoff auf.

Die Berechnung von Betonabschirmungen für Gammastrahlen und Neutronen liefert Funktionen der Dosisleistung in Abhängigkeit von der Schildstärke für die einzelnen auftreffenden Strahlenkomponenten. Anhand dieser Funk=tionen läßt sich der Einfluß verschiedener Betonzusammensetzungen auf die Schildstärke zeigen. Dieser Einfluß ist kompliziert. Insbesondere ist er für kombinierte Gamma= und Neutronenabschirmungen keine direkte Funktion leicht meßbarer Betoneigenschaften, wie z. B. des Raumgewichtes.

Die technologischen Gegebenheiten, einen Abschirmbeton herzustellen, legen von vornherein die Wahl eines Betongemisches in gewissen Grenzen fest. Es steht nur eine beschränkte Anzahl von Zuschlagstoffen und Bindemitteln zur Verfügung.

Eine bestmögliche Betonabschirmung erfordert die Abschirmberechnung ver=schiedener Möglichkeiten bei gleichzeitiger Beachtung der technologischen und wirtschaftlichen Eigenschaften.

Veröffentlichung in „Kerntechnik".

Baryt als Strahlenschutzstoff

Von Dr. Götting, Bad Lauterberg

(Kurzfassung)

Es wird über die technischen Eigenschaften des Minerals Baryt im allgemeinen und über seine Verwendung im Strahlenschutz berichtet. Baryt dient als Zu=schlag für alle Bindemittel, da es chemisch völlig inaktiv ist. Es werden Zahlen für die Zusammensetzung und die mechanischen Eigenschaften der Baryt=Schutzbaustoffe gegeben. Schließlich werden kernphysikalische Daten für Barytbetone, wie Absorptionskoeffizienten und B=Faktoren für =Strahlen und für Neutronen — Aktivierungsquerschnitte und Abschirmkonstanten — genannt und diskutiert.

Gliederung des Vortrages:

1. Die Strahlenschutzwirkung des Baryts im weichen und harten Strahlen=gebiet.
2. Die Eigenschaften der mit dem Mineral Baryt hergestellten Schwerstbetone und genormten Bauelemente.
   Raumgewicht, Festigkeit, Gleichmäßigkeit des Strahlenschutzes, chemisch gebundenes Wasser, Meßzahlen.
3. Anwendungsgebiete des Baryts für den Strahlenschutz:
   a) Ortsfester Strahlenschutz für den Bautenschutz;
   b) Beweglicher Strahlenschutz für Isotopenlaboratorien und Forschungs=institute.
4. Beseitigungsmöglichkeiten für flüssigen Atommüll auf Barytbasis (Alberti=Verfahren).

Veröffentlichung in Kerntechnik.

Strahlungsbeständigkeit von Schutzüberzügen

Von E. Haß, Gladbeck

(Kurzfassung)

Die geringe Widerstandsfähigkeit von Metallen, insbesondere des Eisens, gegen Korrosion, Erosion und Kavitation bedingt, da metallurgische Lösun=gen meist nicht tragbar, den Schutz durch Beschichtung mit Kunststoffen (Säkaphenieren).

Die Bewährung der Kunststoffe in ihrer Hauptunterteilung in thermisch= und

kalthärtende Typen wird geschildert und anhand der Polymerisationstempe=raturen die zulässige Temperaturbeanspruchung festgelegt. Davon ausgehend ist in Atomkraftwerken und bei Reaktorbauten die Verwendung meist auf den sekundären Teil, also das Gebiet Kalt= und Warmwasserbehälter, Wärme=austauscher, Dekontaminierungsbehälter, Abklingbehälter usw. beschränkt. Da hierbei mit Strahlungseinwirkung gerechnet werden muß, sind als grund=legende Bedingungen: hervorragende Widerstandsfähigkeit gegen alle Strah=lungsarten, geringste Aufnahme für radioaktive Stoffe, weiterhin u. a. voll=ständige Widerstandsfähigkeit gegen spezifische Detergentien bei Dekonta=minierungsprozessen zu nennen. Anhand von Prüfungsergebnissen auslän=discher Atomforschungszentren wird über diese Eigenschaften und anschlie=ßend über neue Entwicklungen gegen strömenden Wasserdampf diffusions=fester Kunststoffe berichtet.

Der Umfang der Anwendung der Kunststoffüberzüge in ausländischen und inländischen Atomkraftwerken und Reaktorbauten wurde berichtet.

Die Kernchemie und ihre Bedeutung für die Kerntechnik

Von Prof. Dr. K. E. Zimen, Berlin=Wannsee

(Auszug)

Die Kernchemie behandelt die chemischen Aspekte der Kernforschung. Das zentrale Problem der Chemie sind die stofflichen Umsetzungen der Materie. In der Physik interessieren die Stoffe mehr als Objekte dynamischer Kräfte. Man bezeichnet demgemäß die mechanischen, optischen, elektrischen und ma=gnetischen Eigenschaften eines Stoffes als seine „physikalischen Eigenschaf=ten"; und man spricht von „chemischen Eigenschaften", wenn es sich um die Reaktionseigenschaften eines Stoffes handelt, also sein Verhalten bei stoff=lichen Umsetzungen.

Die Kernchemie behandelt sinngemäß diejenigen stofflichen Umsetzungen, die auf den Reaktionen der Atomkerne beruhen. Bei diesen Umsetzungen kann man zwei Gruppen unterscheiden: 1. die spontanen, radioaktiven Um=wandlungen und 2. die Reaktionen, an denen zwei Kerne beteiligt sind. Die radioaktiven Umwandlungen nennt man in Analogie zur Hüllenchemie auch mononukleare Reaktionen, die anderen binukleare Reaktionen. Die sich hier bietenden Aufgaben der Kernchemie sind noch längst nicht alle gelöst, da die Zahl der heute möglichen Kernreaktoinen außerordentlich groß und die chemische Methodik bei ihrem Studium unentbehrlich ist. Auch die Kenntnis und Durchführung hüllenchemischer Reaktionen bei der Trennung und Rein=darstellung der Radionuklide ist eine Voraussetzung für die Untersuchung

der radioaktiven Stoffe und Kernumwandlungen. Der Kernchemiker ist also ständig gezwungen, sowohl hüllenchemisch als auch kernchemisch zu denken und zu experimentieren.

Neben die Kernreaktionen und die Radiochemie (Radionuklidchemie) tritt als drittes Arbeitsgebiet der Kernchemie die Chemie der Rückstoßatome. Bei allen Kernreaktionen erhält nämlich der neugebildete Atomkern und damit das ganze Atom einen mehr oder weniger kräftigen Rückstoß, und diese Rückstoßatome mit überthermischer Energie geben Anlaß zu sehr speziellen chemischen und physikalischen Effekten. Die zunächst sehr energiereichen Rückstoßatome liegen nach Abbremsung auf thermische Energie als gewöhnliche radioaktive bzw. stabile Nuklide vor. Die Rückstoßchemie bildet also das Übergangsgebiet zwischen den reinen Kernreaktionen und der Radiochemie.

Zusammenfassend kann man sagen: Die Kernchemie ist der Teil der Chemie, der sich mit den stofflichen Umsetzungen der Atomkerne und den radioaktiven Reaktionsprodukten (den Rückstoßatomen und den Radionukliden) befaßt.

Eine scharfe Grenzziehung zwischen Kernphysik und Kernchemie ist natürlich ebenso unmöglich und unnötig wie eine strenge Abgrenzung von Physik und Chemie überhaupt. Je weiter ein Zweig der Chemie über die Phänomenologie und die rein empirische Forschung hinausgekommen ist, desto „physikalischer" wird er. Gewiß ist man noch außerordentlich weit davon entfernt, alles chemische Reaktionsgeschehen aus einfachen physikalischen Gesetzen herleiten und errechnen zu können, und ohne seine empirischen Regeln und sein Fingerspitzengefühl wäre der Chemiker recht hilflos. Dies bedeutet aber nicht, daß ein grundsätzlicher Unterschied zwischen chemischen und physikalischem Geschehen, eine Eigengesetzlichkeit der Chemie, besteht. Die Naturgesetze gelten universell und sind unabhängig von menschlichen Schemata und Einteilungen. Physik und Chemie sind somit eng verbunden, und dies gilt in besonders großem Maße für die Kernphysik und Kernchemie.

Die Kernchemie im Rahmen der Nukleonik

Tabelle 1 (vgl. S. 129) faßt zunächst das Gesagte zusammen: Das Studium der Kernreaktionen dient den Physikern in erster Linie zur Erforschung der Kernstruktur und der Kernkräfte, den Chemikern zur Untersuchung der damit verbundenen stofflichen Umsetzungen. Die Chemie der Rückstoßatome und die Radiochemie bilden die anderen Schwerpunkte der kernchemischen Forschung.

In der angewandten Kernforschung läßt sich zunächst die Radioaktivität nutzbar machen, und zwar grundsätzlich in dreierlei Weise: 1. durch Ausnutzung der ausgesandten Strahlung, 2. durch Anwendung von Radionukliden als Leitisotope, 3. durch Ausnutzung der konstanten und von äußeren Faktoren unbeeinflußbaren Geschwindigkeit radioaktiver Umwandlungen als Zeit-

maß*). Die Bedeutung der Kernchemie für viele Gebiete dieser angewandten Radioaktivität liegt auf der Hand.

Bei der Kerntechnik und Kernindustrie kann man schließlich unterscheiden zwischen Produktion und Aufarbeitung kerntechnischen Materials, der Fabrikation kerntechnischen Zubehörs, der Entwicklung und dem Bau von kerntechnischen Anlagen und der Nutzung dieser Anlagen. Die einzelnen Stichworte in diesen vier Gruppen der Tabelle 1 geben einen Eindruck von der außerordentlichen Vielseitigkeit und Heterogenität der Kerntechnik und Kernindustrie.

Die Bedeutung der Kernchemie für die Kerntechnik

Die Produktion radioaktiver Nuklide sowie die Aufarbeitung von Kernbrennstoffen und die Beseitigung oder Nutzbarmachung radioaktiver Abfälle stellen ein so umfangreiches Arbeitsfeld für den Chemiker dar, daß schon heute die technische Kernchemie als selbständiges Grenzgebiet zwischen Kernchemie und technischer Chemie betrachtet werden muß. Die Kernkraftwerke der Zukunft erfordern neben den Leistungsreaktoren auch den Betrieb großer chemischer Fabriken für die Aufarbeitung der Brennstoffe und Nutzbarmachung bzw. Beseitigung der Abfälle. Gerade diese Prozesse spielen auch bei der Wirtschaftlichkeit der Kernkraftwerke eine entscheidende Rolle.

Ein weiteres chemisches Arbeitsfeld in der Kerntechnik hat sich im Zusammenhang mit der Entwicklung und dem Betrieb von Reaktoren erschlossen: die kernchemischen Untersuchungen zur Reaktorsicherheit. Die Notwendigkeit, radioaktive Abfallprodukte zu handhaben, tritt nicht nur auf bei der erwähnten Aufarbeitung von Kernbrennstoffen, sondern auch beim Betrieb eines jeden Reaktors, da sich laufend eine ganze Reihe von Radionukliden bilden, die die Reaktorkreisläufe, besonders den des Kühlmittels, kontaminieren. Vor allem tragen hierzu die Verunreinigungen im Kühlmittel sowie der Rückstoßeffekt bei n, p- und n, α-Reaktionen des Konstruktionsmaterials bei. Durch Aktivierung von Korrosionsprodukten kann die Kontaminierung noch verstärkt werden. Aufgrund von Korrosionsuntersuchungen ist es möglich, die Kontaminierung des Kühlmittels mit Spaltprodukten bei Brennelementschäden abzuschätzen (Beispiel: Uranmetall). Als weiteres aktuelles Forschungsthema wären zu nennen die Untersuchungen der Diffusion von Spaltgasen in Uran, Uranoxyd oder Urankarbid und in Graphit, ein Problem, das besonders bei gasgekühlten Hochtemperaturreaktoren von Bedeutung ist. Es ist offensichtlich, daß bei der Entwicklung und Konstruktion eines Reaktors die Kontaminierungseffekte berücksichtigt werden müssen, um sie so gering wie möglich zu halten. Zudem muß gegen die unvermeidliche Kontaminierung durch Reinigungskreisläufe Vorsorge getroffen werden.

Zusammenfassend ist zu sagen, daß sehr viele verschiedene Kernreaktionen,

*) Siehe Tabelle 1.

N U K L E O N I K

REINE KERNFORSCHUNG

- **KERNPHYSIK**
  - Kern-struktur
  - Kern-kräfte
  - Elementar-teilchen
- **KERNPHYSIK / KERNCHEMIE**
  - Mono-nukleare Reakt.
  - Bi-nukleare Reakt.
- **KERNCHEMIE**
  - Reakt. der Rückstoß-atome
  - Reakt. der Radio-nuklide
  - (Radio-chemie)

ANGEWANDTE KERNFORSCHUNG

ANGEW RADIOAKTIVITAT

- **KERN-STRAHLUNG in der**
  - Strahlen-medizin
  - Strahlen-biologie
  - Strahlen-chemie
  - Festkörper-physik
- **LEIT-ISOTOPE in der**
  - Diag-nostik
  - Physio-logie
  - Bio-logie
  - Chemie
  - Physik
  - Meteoro-logie
  - Ozeano-graphie
- **DATIE-RUNGEN in der**
  - Archäo-logie
  - Paläon-tologie
  - Kosmo-logie
  - Geo-logie
  - Geo-chemie

KERNTECHNIK u.-INDUSTRIE

- **PROD. u. AUFARB. KERNTECHN. MATERIALS**
  - Roh-stoffe
  - Kernbrenn-stoffe
  - Modera-toren
  - Kühl-mittel
  - Abschirm-material
  - Stab. u. rad. Nuklide
  - Aufarb. rad. Mater.
  - Abfall-beseitigung
- **FABRIKATION KERNTECHN. ZUBEHÖRS**
  - Bau-elemente
  - Spezial-maschinen
  - Strahlungs-meßgeräte
  - Regel-geräte
  - Rad. Batterien
  - Labor-geräte
  - Heiße Zellen
  - etc. etc.
- **ENTW. u. BAU KERNTECHN. ANLAGEN**
  - Isotopen-Trennanlagen
  - Teilchen-beschleuniger
  - Kern-reaktoren
  - Fusions-reaktoren
  - Kern-sprengmittel
  - Strahlungs-quellen m. Radionukliden
  - Reaktorchem. u. -metallurg. Anlagen
- **NUTZUNG KERNTECHN. ANLAGEN**
  - Kernkraft-werke
  - Kernheiz-werke
  - Antriebs-maschinen
  - Techn. Anw. v. Kernspreng-mitteln
  - Techn. Anw. v. Strahlen-quellen

die beim Reaktorbetrieb ablaufen, sowohl für die Reaktorsicherheit als auch für die Ökonomie der Kernenergie eine Rolle spielen können. Ausgehend von den kerntechnischen Gegebenheiten in jedem Einzelfall müssen daher Kern=chemiker, technische Chemiker und Metallurgen zusammenarbeiten, um die Kontaminierungseffekte so zu beherrschen, daß die erforderliche Sicherheit gegen Austritt von Strahlung oder radioaktiven Stoffen gewährleistet ist, ohne dadurch die Kosten der Kernenergie in unnötiger Weise zu steigern.

Veröffentlichung im Auszug in „Die Atomwirtschaft" 6, Heft 2 (Februar 1961).

Gegenwärtiger Stand der Strahlenchemie

Von Prof. Dr. A. Henglein, Berlin=Wannsee

(Kurzfassung)

Nachdem durch die rasche Entwicklung der Kernphysik Strahlenquellen hoher Intensität (Reaktoren, radioaktive Nuklide, Teilchenbeschleuniger) verfügbar geworden sind, ist der Wunsch nach genauer Kenntnis der Wirkung intensiver Strahlen auf Materie entstanden, z. B. hinsichtlich der Strahlenresistenz von Reaktorbaustoffen. Gegenwärtig ist ein Stadium erreicht, in dem die grund=sätzlichen Mechanismen bei der Radiolyse zahlreicher Stoffe erkannt sind, so daß sich aus solchen kinetischen Untersuchungen die Möglichkeiten für die Verwendung energiereicher Strahlung zur Auslösung chemischer Reak=tionen abschätzen lassen. Ionisierende Strahlung ist heute für zahlreiche Syn=thesen im Laboratorium ein wertvolles Hilfsmittel, jedoch ist gegenwärtig der Strahlungspreis für die technische Durchführung solcher Reaktionen meist noch zu hoch. Als Beispiel präparativer Anwendungen von Strahlung wird die Vernetzung und Pfropfung makromolekularer Stoffe, die Synthese von Nitrosoverbindungen aus organischen Flüssigkeiten und Stickstoffmonoxyd, und die Kondensation von Kohlenwasserstoffen mit anorganischen Poly=chloriden besprochen.

Wird nicht veröffentlicht.

Vgl. Angewandte Chemie: 71, 15, 1959; 71, 393, 1959; 72, 603, 1960.

Anwendung des Zyklotrons für die Herstellung von Radionukliden

Von Prof. Dr. W. Seelmann-Eggebert, Karlsruhe

(Auszug)

Bis zur Entdeckung der Kernspaltung durch Hahn und Straßmann bzw. dem Anlaufen von Reaktoren boten die in Beschleunigern erzeugten Partikel hoher kinetischer Energie die einzige Möglichkeit, Radionuklide herzustellen. Die Aktivierung erfolgte einmal direkt durch Kernreaktionen zwischen dem Targetelement und den Partikeln oder aber durch Neutronenreaktionen, wobei die Neutronen selbst primär durch Kernreaktionen der energetischen Zyklotronteilchen mit leichten Elementen erzeugt werden. Besitzen die geladenen Projektile eine kinetische Energie von mehr als etwa 50 MeV, so können mit wenigen Ausnahmen alle bekannten Nuklide durch direkten Targetbeschuß erzeugt werden.

Die Neutronen der Reaktoren haben vorwiegend eine geringe kinetische Energie, so daß in der Hauptsache nur (n, γ)-Reaktionen stattfinden, mit denen nur die aktiven, schweren Nachbarisotope der stabilen Kernarten herzustellen sind. Da der Endkern ein Isotop des Ausgangselements ist, kann das Radionuklid chemisch nicht vom Targetmaterial getrennt werden. Die mit Reaktorneutronen erhältlichen Radionuklide haben infolgedessen eine geringe spezifische Aktivität.

Eine wichtige Ausnahme hiervon bilden allerdings die Spaltprodukte und die Radionuklide, welche durch (n, p)-Reaktionen im Reaktor zu erzeugen sind, wie z. B.: Tritium, C—14, P—32 und S—35. Sie können auch mit Reaktorneutronen mit hoher spezifischer Aktivität erzeugt werden.

Im Zyklotron hingegen kann eine größere Zahl verschiedener Kernreaktionen ablaufen, wie z. B. (d, α) $(d, \alpha n)$ $(d, 2n)$ $(d, \alpha p)$ (α, n) $(\alpha, p\,3n)$ $(\alpha, apnn)$. Der Wirkungsgrad der einzelnen Reaktionen hängt von der Energie ab. In dicken Targets werden jedoch meist mehrere dieser Reaktionen nebeneinander, wenn auch mit unterschiedlicher Ausbeute, ablaufen.

Durch geeignete Auswahl der Kernreaktionen läßt sich mit den Zyklotron-Partikeln nun ein gewünschtes Radionuklid erzeugen, das kein Isotop des Targetelements ist. Es kann daher chemisch trägerfrei isoliert werden, wobei allerhöchste spezifische Aktivitäten zu erreichen sind.

Höchste spezifische Aktivität ist für den Verbraucher stets vorteilhaft, da sie jedem Verwendungszweck angepaßt werden kann. Das Radionuklid kann jederzeit verdünnt werden; eine Erhöhung der spezifischen Aktivität hingegen ist praktisch unmöglich. Eine hohe spezifische Aktivität ist unerläßlich, wenn das zu untersuchende System nur sehr kleine Substanzmengen aufnimmt, oder wenn, wie z. B. in biologischen Systemen, größere Substanzmengen als

Gifte wirken. Eine hohe spezifische Aktivität ist auch dann erforderlich, wenn während des Experiments eine so starke Verdünnung eintritt, daß in einer Analysenprobe ein Radionuklid niederer spezifischer Aktivität meßtechnisch nicht mehr nachgewiesen werden kann.

Die Schwierigkeiten der Herstellung von Radionukliden mit einem Zyklotron sind dadurch bedingt, daß auf einer Targetfläche von weniger als 1 cm^2 eine Hitze von mehreren kW erzeugt und das Target außerdem noch im Vakuum bestrahlt wird.

Nach der Bestrahlung ist stets eine chemische Aufarbeitung notwendig, während dies bei der Aktivierung im Reaktor meist nicht erforderlich ist. Als Verfahren zur Abtrennung gewichtsloser Mengen aus Zyklotrontargets werden Extraktions- oder Adsorptionsmethoden, wie z. B. Papierchromatographie, Elektrophorese und Ionenaustauscher, benutzt. Meist ist die Abtrennung von Fremdnukliden durch Fällungsreaktionen erforderlich. Bei allen Operationen ist sorgsam darauf zu achten, daß keine Erniedrigung der spezifischen Aktivität eintritt, so daß eine Zugabe von Trägermaterial unmöglich ist.

Die Vor- und Nachteile der Radionukliderzeugung im Reaktor und im Zyklotron sind in der folgenden Tabelle kurz zusammengefaßt worden.

Reaktor	Zyklotron
Es können nur wenige Nuklide hergestellt werden.	Es sind fast alle Nuklide herstellbar.
Die spezifische Akt. ist gering, sie hängt vom Flux, Targetart und Bestrahlungszeit ab.	Höchste spezifische Aktivität ist leicht zu gewinnen. Sie ist unabhängig vom Targetelement, der Bestrahlungszeit und der Stromstärke des Partikelstrahls.
Es lassen sich starke Aktivitäten erzeugen.	Vergleichbar starke Aktivitäten sind nicht zu erhalten.
Die Bestrahlung ist einfach durchzuführen; es werden keine besonderen Anforderungen an das Targetmaterial gestellt.	Die Bestrahlung ist wegen hoher Temperatur und Vakuum schwieriger durchzuführen; es werden hohe Anforderungen an das Targetmaterial gestellt.
Eine chemische Aufarbeitung ist meist nicht erforderlich.	Eine chemische Aufarbeitung des bestrahlten Targets ist unerläßlich.
Der Preis pro erzeugtes Curie ist niedrig.	Der Curiepreis ist verhältnismäßig hoch.

Im folgenden sind nun einige Daten des im Bau befindlichen Zyklotrons des Kernforschungszentrums Karlsruhe zusammengestellt worden.

Das Zyklotron wird von der AEG konstruiert und gebaut. Es ist ein Festfrequenzzyklotron vom Thomas-Typ. Dieser Typ hat gegenüber den bisher

in Betrieb befindlichen konventionellen Maschinen verschiedener Konstruk=tionsarten den Vorteil, daß Deuteronen und α=Teilchen ohne Änderung der Frequenz oder des Magnetfeldes auf eine Energie von 48 bzw. 96 MeV be=schleunigt werden können, wobei gleichzeitig eine hohe Strahlleistung zu erreichen ist. Die bei der Beschleunigung auftretende relativistische Massen=zunahme wird durch eine entsprechende Formgebung der Magnetpolschuhe ausgeglichen. Ein Zyklotron des Thomas=Typs dieser Energie ist noch nicht gebaut worden; in den Vereinigten Staaten befindet sich ein ähnliches im fortgeschrittenen Baustadium.

Die AEG hat eine Intensität des 48=MeV=Deuteronen=Innenstrahls von 100 und des abgelenkten Strahls von 10 µA garantiert. Es bestehen jedoch be=gründete Hoffnungen, daß sich die Intensität nicht unbeträchtlich erhöhen lassen wird.

Eine Strahlintensität von 100 µA bedeutet, daß $7 \cdot 10^{14}$ Deuteronen/sec auf dem Target auftreffen, was einer Strahlleistung von 5 kW entspricht. Bei Verwendung eines Neutronentargets kann mit einer etwa gleich großen Zahl schneller Neutronen gerechnet werden, wobei die Neutronenstrahlleistung etwa 400 W beträgt.

Der Magnet hat ein Gewicht von 300 t bei einem Polschuhdurchmesser von 2,3 m. Die Kammer enthält drei geradlinige Beschleunigungssektoren, der Polabstand nimmt zum äußeren Rand hin etwas ab und beträgt im Mittel etwa 8 cm. Die Magnetspule hat eine Leistung von etwa 33 kW, während der Sender, welcher mit einer Festfrequenz von 30 MHz arbeitet, eine An=schlußleistung von 100 kW besitzt. Die Spitzenspannung von 40 kV ist relativ niedrig. Bei einem Umlauf erfährt das Teilchen eine sechsmalige Beschleuni=gung, so daß die Energiezunahme des Partikels pro Umlauf etwa 200 kW beträgt. Das Projektil braucht daher insgesamt etwa 250 Umläufe, um die Maximalenergie zu erreichen.

Die Targets können schnell oder langsam ferngesteuert herein= und heraus=gebracht werden, ohne daß der Zyklotronbunker geöffnet werden muß.

Der Bunker hat eine Wandstärke von 3 m Beton und ist, wie der Betriebs=, Experimentier= und Laborteil, bereits im Rohbau fertiggestellt.

Der Hauptzweck des Zyklotrons ist nun keinesfalls die Isotopenproduktion. Die Maschine soll hauptsächlich der kernchemischen und physikalischen Grundlagenforschung dienen. Die nicht für wissenschaftliche Arbeiten aus=genutzte Bestrahlungszeit soll jedoch für die Isotopenproduktion verwendet werden, falls ein solcher Bedarf eintritt. Es wird nicht schwerfallen, auch eine steigende Anforderung der Isotopenverbraucher zu erfüllen, da die Maschine statt mit den vorgesehenen zwei auch mit drei Betriebsschichten gefahren werden kann.

Wenn man den Bedarf an Zyklotronisotopen aufgrund der Bestellungen im Isotopenlaboratorium des Kernforschungszentrums und nach Angaben aus anderen Ländern analysiert, so kommt man zu folgendem Ergebnis: Die Ge=

samtaktivität der ausgelieferten Zyklotronisotope ist klein, sie beträgt nach grober Schätzung nur einige Curie pro Jahr in der Welt. Die Zahl der verschiedenen Radionuklide und der einzelnen Sendungen ist im Verhältnis zur Aktivitätsmenge beträchtlich. Bei zahlreichen Beziehern handelt es sich um Spezialwünsche, so daß es fast unmöglich ist, eine Nuklidliste der am meisten verwendeten Zyklotronnuklide aufzustellen. Es besteht Interesse an so gut wie allen Nukliden, und keine werden besonders viel verlangt, mit Ausnahme des Fe—59, Na—22 und des Mn—54, für welche die Bestellungen am zahlreichsten sind. Die Lieferanforderungen hängen stark von den örtlichen Gegebenheiten ab. Steht z. B. kein Reaktor in der Nähe zur Verfügung, so werden auch Nuklide mit dem Zyklotron erzeugt, welche sonst meist mit Hilfe der Reaktorneutronen hergestellt werden.

Was die Kosten der Zyklotronnuklide pro nC betrifft, so ist zu sagen, daß sie wesentlich teurer sind als die Reaktorisotope, denn die Bestrahlung für die Isotopenproduktion wird in den Reaktoren miterledigt und spezielle Kosten entstehen kaum. Die Bestrahlungskosten sind daher sehr niedrig angesetzt. Für den Zyklotronbetrieb trifft dies nicht zu. Jedes Target muß individuell bestrahlt und hergestellt werden. Aus diesem Grunde sind die Bestrahlungskosten im Zyklotron wesentlich höher als im Reaktor. Sie werden meist den µAh-Partikelstrom proportional angesetzt.

Bei sehr geringen Gesamtaktivitäten sind zwar die Bestrahlungskosten niedrig, doch ist dann der Anteil der Verarbeitungs-, Handhabungs- und Verpackungskosten groß.

Wie für die Reaktoren auch, so gilt in noch stärkerem Maße beim Zyklotron, daß die Erlöse des Isotopenverkaufs zu gering sind, um einen wesentlichen Teil der Unkosten davon bestreiten zu können, da die Investitionssummen in beiden Fällen sehr hoch sind. Die Isotopenproduktion bleibt immer ein Nebengebiet des eigentlichen Verwendungszwecks.

Der Hauptbedarf für Zyklotronisotope wird hauptsächlich bei Instituten der Grundlagenforschung für speziellere Zwecke vorhanden sein, die oft die Target selbst aufarbeiten wollen. Wir werden daher bemüht sein, auch Auftragsbestrahlungen, soweit es möglich ist, zu erfüllen, um anderen Forschungsstellen Bestrahlungen im Karlsruher Zyklotron zu ermöglichen.

Veröffentlichung in „Die Atomwirtschaft" 6, Heft 5 (Mai 1961).

Bedeutung der radioaktiven Stoffe für Forschung und Technik

Von *Priv.=Doz. Dr. H. Götte, Frankfurt/Main=Hoechst*

(Auszug)

Die Entwicklung bei der Anwendung radioaktiver Stoffe in Forschung und Technik weist in mancher Hinsicht Ähnlichkeiten mit derjenigen auf, die die Verwendung der Elektrizität in diesen Bereichen genommen hat. Beide Male waren die wissenschaftlichen Grundlagen für einen möglichen Einsatz lange bekannt, bevor ein entscheidender technischer Fortschritt — in einem Fall die Dynamomaschine, im anderen der Kernreaktor — eine Nutzung im großen Maßstab möglich machte.

Radioaktive Stoffe werden heute in Forschung und Technik ähnlich vielseitig, wenn auch in viel geringerem Umfange, verwendet wie die Elektrizität. Die Frage, wie hoch ihr wirtschaftlicher Nutzen veranschlagt werden kann, läßt sich aber ebenso wenig exakt beantworten wie es möglich ist, den Gewinn, den der Einsatz der Elektrizität auf wissenschaftlichem oder technischem Gebiet einbringt, zu beziffern. Das wird deutlich, wenn man sich vergegenwärtigt, in welcher Weise radioaktive Stoffe eingesetzt werden und was sie zu leisten vermögen.

Radioaktive Präparate stellen Strahlenquellen dar, die ihre Strahlung ohne Zufuhr äußerer Energie, unbeeinflußt von Druck, Temperatur und chemischem Zustand, aussenden. Auch nehmen sie wenig Raum ein und bedürfen nur geringer Wartung, so daß kaum Betriebskosten entstehen. Die von ihnen ausgesandten energiereichen Korpuskular= und elektromagnetischen Wellen=strahlen weisen Eigenschaften auf, die sich in mannigfaltiger Weise nutzen lassen. Eine Übersicht über diese Art der Anwendung gibt die *Tabelle 1*.

Die zweite Gruppe der Anwendungen radioaktiver Stoffe beruht auf der hohen Empfindlichkeit, mit der sie an Hand ihrer Strahlung nachgewiesen werden können. Außerdem wird in vielen Fällen die chemische Gleichheit radioaktiver und stabiler Isotope der chemischen Elemente genutzt.

Da der Nachweis radioaktiver Atomarten weder von ihrem chemischen oder physikalischen Zustand beeinflußt noch innerhalb gewisser Grenzen von anderweitig anwesenden Stoffen gestört wird, lassen sie sich verwenden, um in einer Vielzahl gleichartiger Individuen einzelne radioaktiv zu kennzeichnen und das Verhalten aller an Hand der so markierten durch die von diesen ausgehende Strahlung zu verfolgen. Nach diesem Prinzip lassen sich sowohl makroskopische Körper, wie z. B. Kohlestücke, oder auch lebendige Tiere, wie z. B. Insekten, als auch Moleküle oder Ionen kennzeichnen, die man dann mit radioaktiven Isotopen der in ihnen vorhandenen chemischen Elemente markiert. Man spricht in derartigen Fällen von Radioindikatoren oder von

Tabelle 1: Verwendung radioaktiver Stoffe als Strahlenquellen

Verwendungsbereich		Verwendete Radionuklide	Erforderliche Aktivitätsmengen	Spezielle Verwendung
Regel und Meßtechnik	Füllstandskontrolle	^{60}Co, ^{137}Cs	1–100 mc	
	Dickenmessung	^{60}Co, ^{90}Sr, ^{137}Cs, ^{14}C, ^{204}Te	1– 10 mc	Papier, Folien, Metallschichten;
	Dichtemessung	^{60}Co, ^{90}Sr, ^{85}Kr, ^{204}Te	1–100 mc	Gase und Flüssigkeiten;
	Absorptionsanalysen	^{55}Fe, ^{90}Sr, ^{241}Am ^{3}H, ^{90}Sr (Bremsstrahlung)	1– 30 mc	Ar, S, C-H-Verhältnis; U, Schwermetalle
Werkstoffprüfung	Gammagraphie	^{24}Na, ^{60}Co, ^{140}La, ^{137}Cs, ^{155}Eu ^{192}Ir, ^{170}Tm	0,1–5 C	Prüfung von Schweißnähten; Lunkersuche
Energieerzeugung	Lichtquellen	^{3}H, ^{85}Kr, ^{90}Sr	1–1000 mc	Leuchtfarben; Glimmlampen, Warnleuchten; 3000 Mikrolambert/c;
	Stromerzeugung	^{90}Sr, ^{144}Ce, ^{210}Po	10–3000 C	El. Batterie 2,5 W, 3,5 V/ (1500 c Po)
Strahlenchemie	Polymerisation Radiolyse Synthese Bestrahlung v. Festkörpern	^{60}Co, ^{137}Cs, verbr. Brennelemente	10^3–10^5 C – " – – " – – " –	Olefine und Vinylverbindungen; Crackung von Kohlenwasserstoffen; Phenol, Chlorierung; Vernetzung, Aktivierung von Katalysatoren
Strahlenbiologie	Schädlingsbekämpfung, Sterilisierung,	^{60}Co, ^{137}Cs	10^3–10^5 C	Strahlenbehandlung von Insekten, Kartoffeln, Ziegenhaar
	Genetik		–2000 C	Mutationen
Strahlenmedizin	Teletherapie	^{60}Co, ^{137}Cs, ^{152}Eu, ^{192}Ir	100–10000 C	Krebstherapie

Leitisotopen, da es mit ihrer Hilfe gelingt, sowohl den Weg der gekennzeichneten Substanzen im räumlichen Sinne zu verfolgen, als auch etwas über den chemischen Reaktionsablauf auszusagen, wenn markierte Moleküle an chemischen Umsetzungen beteiligt sind.

Das Gebiet der Anwendung radioaktiv markierter Stoffe erstreckt sich vom Studium der Bewegungsvorgänge bei industriellen Prozessen, die mit makroskopischen markierten Körpern vorgenommen werden, über biologische Probleme bis zur Mikroanalyse in der Chemie und sämtliche ihr angrenzenden Gebiete. Die *Tabelle 2* vermittelt ein Bild von den weitgespannten Anwendungsmöglichkeiten der radioaktiven Substanzen als Indikatoren und Leitisotope. Die größte Bedeutung kommt diesen dabei als Hilfsmittel für die

Tabelle 2: Verwendung radioaktiver Stoffe als Indikatoren und Leitisotope

Verwendungsbereich	Erforderliche Aktivitätsmengen
Geologie Ozeanographie Meteorologie	Bruchteile von 1 μC – 1 C
Archäologie	Bruchteile von 1 μC
Parasitologie	1 μC – 1 C
Verschleißforschung	1 mC – 1 C
Verfahrenstechnik	1 μC – 100 mC
Chemische Analyse in Chemie und Grenzgebieten wie z. B. Biochemie, Agrarwissenschaften, Physiologie, Pharmakologie, Klinische Medizin, Diagnostik usw.	0,1 μC – 10 mC

chemische Analyse zu. Da radioaktiv markierte Substanzen unbeeinflußt durch Begleitstoffe quantitativ gemessen werden können, erübrigen sich vielfach die für die Analyse so zeitraubenden chemischen Trennungen. Die radiometrischen Analysenmethoden zeichnen sich damit durch einmalige Spezifität, außerdem aber durch hohe Empfindlichkeit aus.

Die beiden Gruppen der Anwendung radioaktiver Stoffe unterscheiden sich sehr wesentlich hinsichtlich der Probleme, die mit ihnen bearbeitet werden können. Werden sie als Strahlenquellen benutzt, so dienen sie fast ausschließlich dazu, technische Aufgaben im Zusammenhang mit sich häufig wiederholenden Vorgängen zu lösen. Mit Hilfe der Radioindikatoren oder Leitisotope werden hingegen vorwiegend einmalig auftretende Fragestellungen

der reinen und angewandten Forschung geklärt. Es handelt sich also einmal um fortlaufende und Routineanwendungen, zum anderen meist um die spezielle Lösung singulärer Fälle.

Diese Tatsache muß man im Auge behalten, wenn der Versuch gemacht werden soll, festzustellen, welche Vorteile sich aus dem Gebrauch radioaktiver Stoffe herleiten und diese mit Zahlen zu belegen. Außerdem darf nicht vergessen werden, daß verschiedene Arten von Nutzen zu unterscheiden sind. Dies veranschaulicht *Tabelle 3*, aus der hervorgeht, daß die einzige Möglichkeit, einen wirtschaftlichen Nutzen exakt zu berechnen, darin besteht, die Ersparnisse zu ermitteln, die sich aus der Verwendung von Radionukliden ergeben. Andere Vorteile hingegen lassen sich nicht genau erfassen und können — soweit sie materieller Art sind — höchstens abgeschätzt werden.

Tabelle 3: Aufgliederung der Arten des Nutzens bei der Verwendung radioaktiver Stoffe

Nutzen	Erfaßbarer	Nicht erfaßbarer
materieller	Einsparungen Mehrertrag	Allgemeiner Fortschritt (z. B. Vergrößerung der Ernte, Verbesserung von Werkzeugstählen)
unmaterieller		Schmerzlinderung, Lebensverlängerung Neue wissenschaftliche Erkenntnisse

Den Wert solcher Ersparnisse in der amerikanischen Industrie hat das National Industrial Conference Board für das Jahr 1957/58 durch eine Umfrage bei 597 Firmen ermittelt. Das Ergebnis zeigt die *Tabelle 4*. Diese läßt erkennen, daß der Einsatz radioaktiver Stoffe in fast allen Industriezweigen zu wirtschaftlich erfaßbaren Vorteilen geführt hat.

Als Ersparnisse werden in diesem Bericht die meßbare Differenz der Kosten vor und nach der Einführung radioaktiver Stoffe für eine Fertigungskontrolle, ein Analyseverfahren oder eine Prozeßsteuerung gewertet. Als gut erfaßbare Kostendifferenzen wurden demnach Einsparungen an Personal — also Lohn —, von Rohmaterialien sowie die Verminderung des Ausschusses bezeichnet. Bei Erhöhung der Produktion ergeben sich die Ersparnisse aus der Kostendifferenz multipliziert mit dem Ausstoß. Weitere Einsparungen lassen sich errechnen, wenn durch den Einsatz von Radionukliden vermieden wurde, daß Anlagen stillgelegt werden mußten oder daß Korrosionsschäden auftraten. Neben diesen finanziellen Vorteilen wurde auch der Gewinnzuwachs berücksichtigt, wenn durch Verbesserung der Produkte mehr oder zu höheren Preisen abgesetzt werden konnte.

Tabelle 4: Jährliche Einsparungen durch Verwendung radioaktiver Stoffe in Industriebetrieben der USA (Zeitraum 1957/1958)

Art der Industrie	Zahl der verwendeten Informationsquellen	Einsparungen in Dollar durch				Gesamt-Einsparungen
		Dichte- oder Dickenmessung	γ-Graphie	Forschung	Fabrikation	
Chemie	38	1 247 117	75 169	2 324 469	803 200	4 449 955
Öl-Gewinnung	20	41 262	11 306	– 42 218	810 000	820 350
Pharmaz. Industrie	20	–	–	813 367	192 750	1 006 117
Energieerzeugung (Elektr. und Gas)	4	–	5 011	7 340	–	12 351
Elektro-Industrie	16	171 495	9 823	100 718	12 000	294 036
Schwachstrom-Industrie	19	–	–	781 655	37 950	819 605
Ingenieur- und Bauwesen	59	–	401 455	1 743 267	2 640	2 147 362
Metallfertigungserzeugnisse	45	–	595 387	20 080	–	615 467
Lebensmittel	14	34 335	–	186 405	582 480	803 220
Maschinenindustrie (außer El.-Industrie)	26	10 370	247 674	530 894	206 000	994 938
Erzbergbau	4	252 451	–	13 000	–	265 451
Verschiedene	1	–	360	–	–	360
Papier	93	2 826 319	–	– 8 000	–	2 818 319
Ölraffinerie	32	4 122 398	16 557	5 052 103	2 480 100	11 671 158
Kunststoffe	30	1 385 022	–	–	–	1 385 022
Buntmetalle	85	1 448 799	757 388	32 430	–	2 238 617
Gummi	26	2 844 864	–	– 3 800	–	2 841 064
Steine, Ton, Glas	20	551 097	–	289 270	34 375	874 742
Textil	15	419 927	–	–	–	419 927
Tabak		2 955 322	–	– 49 500	–	2 905 822
Transportmittel-Hersteller	30	279 315	692 338	750 880	7 000	1 729 533
Insgesamt	597	18 590 093	2 812 468	12 542 360	5 168 495	39 113 416

Schwieriger ließen sich Ersparnisse erfassen, wenn sie sich aus der Einführung radiometrischer Methoden beim Studium der Abnutzung von Drehstählen bei Werkzeugmaschinen und von Motorenteilen ergaben. Hier wären Untersuchungen vergleichbarer Art überhaupt nicht unternommen worden, weil weitaus zu hohe Kosten zu erwarten waren. In derartigen Fällen legte man dennoch die Kostendifferenz zu Grunde, obwohl keine echten Ersparnisse zu errechnen waren, weil das Resultat einen echten wirtschaftlichen Gewinn einbrachte.

Ähnliche Untersuchungen sind in England gemacht worden.

Diesen wohl sehr kritischen Erhebungen, bei denen nur die mit dem Rechenstift des Kaufmanns erfaßbaren Werte berücksichtigt wurden, stehen Angaben der United States Atomic Energy Commission, die sehr viel optimistischer sind, gegenüber. Auch seitens der Sowjetunion sind ähnlich günstige Zahlen bekanntgegeben worden. *Tabelle 5* zeigt einen Vergleich aller dieser Schätzungen, die sich alle ausschließlich auf den wirtschaftlichen Nutzen bei der Anwendung radioaktiver Stoffe beziehen.

Tabelle 5: Abschätzungen über die 1957/1958 durch die Verwendung radioaktiver Stoffe erzielten Einsparungen

USA Berechnet auf Grund Umfrage des NICB	Millionen $ 39113
England Berechnet auf Grund Umfrage der UKAEA	Millionen $ 9,6
Schätzung der USAEC	Millionen $ 500
Schätzung der UdSSR	Millionen Rubel 1200–1500

Derartig auseinanderklaffende Werte machen deutlich, wie schwer es ist, verläßlich zu schätzen. Je mehr die Forschung bei Betrachtungen dieser Art ins Spiel kommt, um so weniger läßt sich der aus ihr erwachsende Gewinn als Einsparung definieren. Man braucht sich nur zu vergegenwärtigen, was von den Ergebnissen einer einzigen Leitisotopenuntersuchung abhängen kann. Sie vermag z. B. darüber Auskunft zu geben, welche Mengen eines im Frühjahr verwandten Pflanzenschutzmittels im Laufe der Wachstumsperiode in den mit ihm geschützten Pflanzen verbleibt und – falls diese als Viehfutter dienen – in die für die Menschen bestimmten tierischen Nahrungsmittel hineingelangen, wobei außerdem etwas darüber ausgesagt werden kann, ob der

ursprünglich verwendete Stoff erhalten geblieben ist oder sich zu harmlosen Abbauprodukten verändert hat. Es ist offensichtlich, daß das Resultat einer derartigen Untersuchung entscheidend dafür sein kann, ob ein solcher Schutzstoff eingesetzt werden darf oder nicht.

Hier müssen also — wenn die Entscheidung positiv ausfällt — einmal der mit der Herstellung und dem Verkauf eines neuen Produktes entstehende Gewinn in bezug zu den Forschungskosten gesetzt werden, d. h. es wäre der erfaßbare Nutzen festzustellen, zum anderen aber wäre zu ermitteln, welche Verluste an der zu schützenden Ernte verhindert werden. Dieser nicht erfaßbare Nutzen stellt ebenfalls einen materiellen Wert dar, der sich aber kaum irgendwo als wirtschaftlicher Gewinn ausweisen läßt. Ähnliche Überlegungen gelten für entsprechende Untersuchungen bei der Einführung neuer Pharmaka. Hier tritt ein weiterer materiell nur noch teilweise zu wägender Nutzen auf, welcher sich aus der Wiederherstellung geschädigter Gesundheit und menschlicher Arbeitskraft herleitet.

Die Bedeutung radioaktiver Stoffe für Forschung und Technik ergibt sich aber auch noch aus einer ganz anderen Perspektive. *Abbildung 6* zeigt, wie die Produktion von Radionukliden in Amerika in den letzten Jahren gestiegen ist. Außerdem ist ersichtlich, welche Mengen in der Bundesrepublik eingeführt wurden. Beim Vergleich der beiden Zahlen erkennt man, daß in Deutschland auf dem Gebiete der Anwendung radioaktiver Stoffe noch ein stürmischer Anstieg bevorstehen sollte. Selbst unter Berücksichtigung der pro Kopf gemessenen Industrieproduktion liegt die Bundesrepublik um etwa den Faktor 5 hinter den USA zurück.

Diese Mengen radioaktiver Stoffe müssen, um sie nutzen zu können, einmal erzeugt und in die gewünschte Form gebracht, zum anderen aber gemessen werden. Es werden daher Produktionsstätten für radioaktive Materialien und für die benötigten Meßgeräte erforderlich.

In der Tat hat sich in den USA, England, Frankreich und der Bundesrepublik die Industrie sehr frühzeitig entschlossen, entsprechende Meßgeräte herzustellen. Sehr viel langsamer wächst das private Interesse an der Produktion radioaktiver Stoffe. Der Hauptgrund hierfür ist darin zu suchen, daß die der Erzeugung radioaktiver Materialien dienenden Laboratorien und Produktionsstätten des Auslandes ursprünglich alle staatlich waren, weil in ihnen vorwiegend an Problemen gearbeitet wurde, die mit dem Mißbrauch der Atomenergie für militärische Zwecke zusammenhängen. Seit die friedliche Nutzung eine Rolle zu spielen anfängt, beginnt auch die Industrie, sich der Erzeugung und Gewinnung radioaktiver Stoffe zuzuwenden.

In der Bundesrepublik Deutschland besteht die Absicht, diese Aufgaben ausschließlich der Privatindustrie zufallen zu lassen, obwohl die staatlich unterstützten Stellen des Auslandes unter beträchtlich günstigeren, d. h. die Konkurrenzsituation verzerrenden, Bedingungen arbeiten und ihre Produkte auf dem deutschen Markt anbieten. Dennoch ist der Wunsch, die Gewinnung und

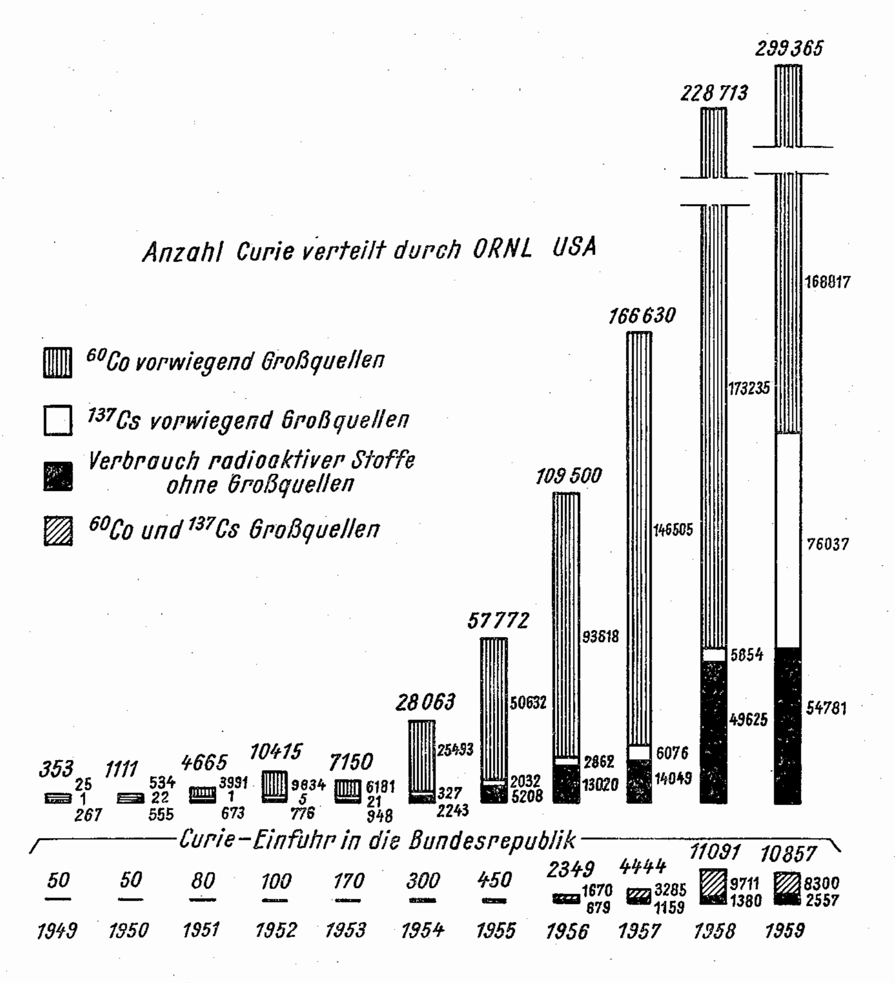


Abbildung 6

Erzeugung der radioaktiven Präparate der Privatinitiative zu überlassen, berechtigt. Innerhalb der friedlichen Dreieinigkeit – radioaktive Stoffe, Reaktoren, radioaktive Strahlung –, die 1958 von W. Libby postuliert wurde, stellen die ersteren ohne Zweifel denjenigen Teil dar, der bereits mit sichtlichem wirtschaftlichem Nutzen angewendet werden kann. Es besteht daher ein echter Bedarf für sie, der eine industrielle Produktion auf privater Basis rechtfertigt. Staatlicherseits sollte hingegen alles getan werden, die Verwendung eines so nutzbringenden Hilfsmittels, wie es die radioaktiven Stoffe darstellen, zu

fördern. Das kann durch Bau und Ausstattung von Instituten, deren Aufgabe es ist, neue Anwendungsmöglichkeiten für Radionuklide zu erforschen, geschehen, oder dadurch, daß entsprechende Forschungsaufträge erteilt werden.

Veröffentlichung in „Die Atomwirtschaft“ 6, Heft 10 (Oktober 1961).

Anwendung von ^{14}C in der Chemie

Von Prof. Dr. F. Weygand, München

(Inhaltsübersicht)

^{14}C wird in allen Bereichen der organischen Chemie zur Aufklärung von Umlagerungsreaktionen, von Syntheseverläufen, zur Aufklärung von Abbaureaktionen und bei Strukturbeweisen benutzt. Die Markierungsmethode ergänzt die klassischen und sonstigen modernen Verfahren. In der Biochemie wird vor allem die biologische Entstehungsweise von Naturstoffen mit Hilfe von ^{14}C-markierten Vorläufern geklärt. – Dies wird an Hand von typischen Beispielen erläutert.

Der Vortrag wird nicht veröffentlicht.

Anwendung von Radionukliden bei Stoffwechseluntersuchungen

Von Dr. B. Duhm, Wuppertal

(Kurzfassung)

Die aus der Anwendung radioaktiv markierter Präparate sich ergebenden Aussagemöglichkeiten über das Schicksal eines Medikamentes im Tierkörper werden im Zusammenhang mit der Beschreibung der experimentellen Methodik diskutiert. Nach Besprechung der für die radioaktive Markierung notwendigen Überlegungen und einem Hinweis auf die Größe der Nachweisgrenze wird an einigen Beispielen gezeigt, welche Resultate zu erzielen sind.

1. Ort, Größe und Schnelligkeit der Resorption ergeben sich aus Messungen der zeitabhängigen Aktivitätsverteilung,
   a) im Magen-Darm-Trakt und Faeces,
   b) in der renalen Ausscheidung und im Resttier.
2. Die chemische Identifizierung der Stoffwechselprodukte läßt sich mit Hilfe der radioaktiven Verdünnungsanalyse, der Chromatographie und optischer Methoden erreichen.

3. Zahl, biologische Halbwertszeiten und zeitabhängige Konzentration der Metaboliten erhält man aus
   a) der Aufnahme der Urin=Aktivitäts=Ausscheidungskurve und deren Zer=legung in e=Funktionen,
   b) aus der qualitativen und quantitativen Auswertung der radioaktiven Chromatogramme und Elektropherogramme.
4. Eine besondere Affinität einzelner Organe zu der applizierten Substanz oder ihrer Metaboliten folgt aus der Messung der zeitabhängigen Aktivi=tätsverteilung in den Organen.

Darüber hinaus führen Variationen der Versuchsbedingungen zu speziellen Aussagen über das Verhalten der untersuchten Substanz im Organismus. Es können z. B. Fragen beantwortet werden, die eine Kumulationsgefahr, das Vorliegen eines enterohepatischen Kreislaufs, die Größe der Nieren= und Gewebsclearance und anderes betreffen.

Für die Untersuchung der im mikroskopischen Bereich vorhandenen Aktivi=tätsverteilung kann die Methode der Autoradiographie herangezogen werden. Die Abhängigkeit der Bildgüte von der spezifischen Aktivität des Präparates und der im Gewebe vorhandenen Aktivitätskonzentration wird diskutiert. Im Vergleich zu der biologisch und präparativ bedingten Streubreite hält man die mit modernen Meßanordnungen erreichbare Nachweisgrenze und Fehler=breite im allgemeinen für ausreichend. Hingegen ist eine Verkürzung des Zeit=aufwandes für Messung und Auswertung zu erstreben. Die Bedeutung des Zeitfaktors ergibt sich aus der sehr hohen Zahl der anfallenden Meßproben, die z. B. bei der Bestimmung des zeitlichen Verlaufs der Aktivität in 20 Or=ganen über 48 Std. in der Größenordnung von 1000 liegen kann. Somit wird für derartige Untersuchungen die Weiterentwicklung der automatisierten Meßtechnik und der Einsatz elektronischer Rechenmaschinen in der Auswer=tung einen wesentlichen Fortschritt bringen.

Radiometrische Absorptionsanalyse

Von Dr. L. Wiesner), Prof. Dr. Gg. R. Schultze und Dr. W. J. Schmidt=Küster, Hannover*

(Kurzfassung)

Unter der radiometrischen Absorptionsanalyse wird ein Verfahren der Ele=mentaranalyse verstanden, bei dem die unterschiedlichen Absorptionsquer=schnitte der Elemente für ionisierende Kernstrahlungen zur quantitativen Bestimmung ausgenutzt werden. Eine Meßanordnung für die praktische

*) Vorgetragen von Dr. L. Wiesner.

Durchführung der radiometrischen Absorptionsanalyse wird beschrieben. Wesentliche Merkmale sind dabei das Einwägen stets gleicher Mengen der zu analysierenden Substanzen in die Analysenküvetten (Konstanz des Flächengewichtes), damit bei Verwendung von ein kontinuierliches Spektrum aussendenden Radioisotopen als Strahlenquellen auch für Substanzen mit verschiedener Dichte stets dieselbe Eichkurve benutzt werden kann und die Verwendung eines Methandurchflußzählers als Strahlendetektor, der sich durch eine sehr kleine Totzeit und Unveränderlichkeit seiner charakteristischen Eigenschaften auszeichnet. Die Verwendung von mehreren Radioisotopen, die bei ihrem Zerfall sich in ihrem Energieinhalt hinreichend unterscheidende Strahlungen aussenden, erschließt die Möglichkeit zur Bestimmung einer Anzahl Elemente nebeneinander in derselben Substanz. Auf die Vorteile und Grenzen der radiometrischen Elementaranalyse im Vergleich zu herkömmlichen chemischen Verfahren wird hingewiesen. Abschließend werden die ersten Ergebnisse von Untersuchungen mit einem Proportionalzählrohr als Strahlendetektor in Verbindung mit einem Einkanal-Impulshöhenanalysator mitgeteilt, die mit dem Ziel der Ausdehnung des Anwendungsbereiches der radiometrischen Absorptionsanalyse unternommen wurden.

Veröffentlichung in „Die Atomwirtschaft" 6, Heft 5 (Mai 1961).

Anwendung von Tritium in der organischen Chemie und Biochemie

Von Dr. H. Simon, München

(Kurzfassung)

Die meisten organischen Substanzen enthalten nur die Elemente Kohlenstoff, Wasserstoff, Sauerstoff und Stickstoff. Es sind jedoch nur vom Kohlenstoff und Wasserstoff radioaktive Nuklide mit genügend langer Halbwertszeit bekannt. Daher besteht auch für die Markierung mit radioaktivem Wasserstoff (Tritium) ein großes Interesse. Das Arbeiten mit Tritium ist durch eine Reihe von Besonderheiten ausgezeichnet, die hauptsächlich durch das mögliche Auftreten von großen intramolekularen und kinetischen Isotopieeffekten, Austauschreaktionen und die äußerst geringe Energie der β-Strahlung bedingt sind.

Diese Ausnahmestellung des Tritiums unter den radioaktiven Isotopen wurde in der Vergangenheit häufig als Nachteil empfunden. Inzwischen ist man jedoch zu der Auffassung gekommen, daß Tritium bei sinnvoller Anwendung ein wertvolles methodisches Hilfsmittel sein kann und sich durch seine Anwendung ganz neue Möglichkeiten eröffnen.

Da für die Markierung vieler organischer und biochemisch interessierender Verbindungen nur Kohlenstoff=14 oder Tritium in Frage kommen, muß man sich häufig zwischen diesen beiden entscheiden.

Tritium hat gegenüber Kohlenstoff=14 folgende Vorteile:

Tritium und T=markierte Substanzen sind um Größenordnungen billiger. Es können mit Tritium 100—1000 mal höhere spezifische Aktivitäten erhalten werden. Die Zerstörung der markierten Substanzen unter dem Einfluß der Strahlung ist bei T=markierten Substanzen nur etwa 1/10.

Die Gewinnung markierter Verbindungen durch chemische Synthese, Aus= tauschreaktionen oder durch die sog. Wilzbach=Methode ist meist wesentlich einfacher, schneller und billiger. Die Nachweisempfindlichkeit für Tritium und ^{14}C ist zumindest in Gaszählrohren vergleichbar groß. Einem System kann jedoch ca. die zehnfache T=Aktivität angeboten werden, bis die gleiche Strahlenbelastung resultiert wie von ^{14}C. Tritium eignet sich neben ^{14}C oder mit anderen Isotopen gut zur Doppelmarkierung. Die leichte und billige Darstell= barkeit T=markierter Verbindungen empfiehlt ihre Anwendung für analytische Probleme wie Verdünnungsanalysen usw. Die Isotopeneffekte können wegen ihrer Größe leicht gemessen werden. Ihre Bestimmung kann als wertvolles Hilfsmittel zur Aufklärung von Reaktionsmechanismen dienen. Bei der Ver= wendung von T als Tracer für H muß man bei der Deutung der Versuchs= ergebnisse stets die Möglichkeit großer Isotopeneffekte berücksichtigen. Mit Hilfe T=markierter Substanzen könenn Autoradiographien von Untereinheiten von Zellen erhalten werden. Dieser Tatsache kommt eine besondere Bedeu= tung zu.

Nukleare Verfahren bei der Erzeugung und Bearbeitung von Eisen und Stahl

Von Dipl.=Phys. Georg H. Pröpstl, Hattingen/Ruhr

(Kurzfassung)

Ein wesentliches Argument für die Entwicklung der Kerntechnik bieten die Möglichkeiten, mit nuklearen Verfahren die industrielle Produktion zu ratio= nalisieren und ihre Erzeugnisse zu verbessern. Da im Bereich der Schwer= industrie schwierige und aufwendige Produktionsverfahren ablaufen und große Stoffmengen umgesetzt werden, läßt sich die Nützlichkeit kerntech= nischer Verfahren in diesem Industriebereich besonders gut prüfen.

Aufbauend auf praktische Erfahrungen wird über die Verwendung von Iso= topen im Eisenhüttenbereich berichtet und untersucht, welche Voraussetzungen für den Einsatz von Isotopen im Produktionsbetrieb notwendig sind.

Strahlenchemische Umsetzungen von Aldehyden

Von Prof. Dr. Gg. R. Schultze), Dr. L. Wiesner und Dr. W. J. Schmidt=Küster, Hannover*

(Kurzfassung)

Im Rahmen des Programms zur Untersuchung der strahlenchemischen Um=setzungen von Aldehyden wurde zunächst das Verhalten von Propionaldehyd unter der Einwirkung der γ=Strahlung einer ^{60}Co=Quelle untersucht. Die Be=strahlung von reinem Aldehyd führt zu keinen nennenswerten Reaktionen. In Gegenwart kleiner Mengen chlorierter Kohlenwasserstoff, wie z. B. Tetra=chlorkohlenstoff und Chloroform, bildet sich dagegen in guter Ausbeute ein Kondensationsprodukt unter Abscheidung von Wasser. Das Kondensations=produkt selbst reagiert unter der Einwirkung der γ=Strahlung mit hohen G=Werten unter Bildung von Substanzen höheren Molekulargewichts weiter. Daneben erfolgt eine Dechlorierung des zugesetzten chlorierten Kohlenwasser=stoffes. Das abgespaltene Chlor kann bei der Aufarbeitung als Chlorwasser=stoff nachgewiesen werden. Bei der Diskussion des Reaktionsmechanismus wird auch der Einfluß der Strahlung auf die Trimerisierung des Aldehyds erörtert. Abschließend wird noch auf die praktischen Möglichkeiten, die sich aus den strahlenchemischen Umsetzungen von Aldehyden und Gemischen von Aldehyden mit anderen Verbindungen mit reaktiven Gruppen ergeben, hin=gewiesen.

Veröffentlichung demnächst in „Erdöl und Kohle".

*) Vorgetragen von Prof. Dr. Gg. R. Schultze.

Radionuklide in der Halbleitertechnik

Von Dr. W. Gebauhr, Erlangen

(Kurzfassung)

Die elektrischen Effekte von Halbleitern können durch äußerst geringfügige Beimengungen entscheidend beeinflußt werden. Für ihre Kontrolle sind radio=aktive Methoden eine wertvolle Hilfe. So sind Fragen nach der Wirksamkeit von Reinigungsprozessen durch radioaktive Indikatoren mit oftmals wenig Aufwand zu beantworten, was an Hand von Beispielen dargelegt wird: Kon=trolle der Antimon= und Arsenreinigung; Bestimmung des Verteilungskoef=fizienten von Zn in InSb. Eins der Hauptprobleme hierbei ist die Wahl der Dotierungsform insbesondere bei solchen Substanzen, die in elementarer Form vorliegen, wie z. B. beim Zonenschmelzverfahren. — Radioaktive Indikatoren

sind gleichfalls wertvoll bei der Entwicklung analytischer Verfahren, insbesondere bei der Überprüfung der bei den hochreinen Substanzen notwendigen Anreicherung des zu analysierenden Bestandteils.

Bei den sehr geringen Konzentrationen an Verunreinigungen ist die Aktivierungsanalyse infolge ihrer Blindwertfreiheit besonders vorteilhaft. Sie gestattet damit auch den Aufbau umfassender Trennungsgänge, für die abschließend zwei Beispiele gegeben werden.

Versuche zur Elution radioaktiver Stoffe aus Ionenaustauschern

Von Dr. F. Martinola, Leverkusen, und Dr. L. A. Wegner, Wuppertal

(Kurzfassung)

Ein Ionenaustauschermischbeet, bestehend aus dem Kationenaustauscher LEWATIT S 100 in der H-Form und dem Anionenaustauscher LEWATIT MN in der OH-Form wurde längere Zeit hindurch mit dem Poolwasser eines in Betrieb befindlichen Schwimmbadreaktors beschickt. Neben inaktiven Ionen wurden dabei Radionuklide aufgenommen.

Die Aufnahme des γ-Strahlen-Energiespektrums nach einer Abklingzeit von drei Monaten und die radiochemische Analyse ergaben, daß sich lediglich Cer^{141} in größeren Mengen auf dem Kationenaustauscher fand, die Isotopen Cr—51, Zr—95, Nb—95 und Ru—103 aber hauptsächlich an den Anionenaustauscher gebunden wurden. Von der im Mischbeet gemessenen γ-Strahlenimpulsrate rühren etwa zwei Drittel vom Anionenaustauscher her.

Versuche zur Ablösung der Radioaktivität von dem Austauscher zeigten, daß 20%ige Salzsäure und eine 10%ige Lösung von Trilon BVT in 5%iger Natronlauge besonders wirksam waren.

Durch aufeinanderfolgende Aufgabe dieser beiden Lösungen auf eine Austauschersäule konnte anhand einer γ-Messung für die damit erfaßten Nuklide eine Aktivitätssenkung auf weniger als 10% des Anfangswertes erreicht werden. Die dabei anfallende Eluatmenge betrug 10—12 Austauschervolumina.

Veröffentlichung in „Atompraxis".

Anwendung von Indikatormethoden in der Hydrologie

Von Dr. H. Moser, München

(Inhaltsübersicht)

Ausgehend von den Schwierigkeiten der klassischen Hydrometrie werden Methoden angegeben, um die Bewegungen von Grund= und Oberflächen=wasser mittels radioaktiver Indikatoren (Jod 131) quantitativ zu messen. Laboratoriums= und Geländeversuche zeigen, daß es auf diese Weise möglich ist, Geschwindigkeits= und Wasserbilanzmessungen mit relativ hoher Ge=nauigkeit und geringem Aufwand durchzuführen. Schließlich wird im Zu=sammenhang mit der wichtigen Frage der Kontamination bei solchen Mes=sungen die Dosierung und der Nachweis des radioaktiven Indikators diskutiert.

Veröffentlichung in „Wasserwirtschaft".

Das Anfahren von Forschungsreaktoren

Von Dipl.=Ing. W. Cautius, Düsseldorf

(Auszug)

In absehbarer Zeit wird im Forschungszentrum des Landes Nordrhein=West=falen die Aufgabe entstehen, zwei Forschungsreaktoren in Betrieb zu setzen. Der Abschluß aller Baumaßnahmen am Reaktor MERLIN ist Anfang des Jahres 1961 zu erwarten. Der Reaktor DIDO wird ein gutes halbes Jahr später in Betrieb genommen werden können.

Es soll hier einiges über die Vorbereitungen und Überlegungen für das An=fahren der Reaktoren berichtet werden, dabei nehmen die vorliegenden Aus=führungen in erster Linie Bezug auf den Reaktor MERLIN.

Durch die Anfahrversuche soll festgestellt werden, ob alle Anlageteile des Reaktors sicher arbeiten und die Berechnungsergebnisse mit den Versuchs=ergebnissen übereinstimmen. Dabei sollen auch Daten ermittelt werden, die für die Planung von Experimenten bei voller Leistung notwendig sind.

Die Gesamtheit aller vorzunehmenden Versuche wird in einem Anfahr=programm aufgestellt, das den Aufsichtsbehörden vorgelegt werden muß. Das Inbetriebnehmen eines Reaktors wird in zwei Abschnitten vorgenommen.

I. Das Anfahren aller konventionellen Teile, dadurch bestimmt, daß keine Brennstoffladung vorhanden ist.

II. Die nukleare Inbetriebsetzung.

I. Das konventionelle Anfahren

Voraussetzung für die Inbetriebnahme aller maschinentechnischen Anlagen ist die Einsatzbereitschaft der gesamten Starkstromanlage, die daher möglichst frühzeitig fertigzustellen ist. Dazu gehört die Erprobung der Notstromversorgung.

In der Endphase der Montage der Kreisläufe ist eine sehr gründliche Reinigung der gesamten Systeme mit vollentsalztem Wasser erforderlich. Es empfiehlt sich daher, bereits in diesem Stadium die Vollentsalzungsanlage betriebsbereit zu machen.

Nach Beendigung sämtlicher Montagearbeiten wird eine abschließende Dichtigkeitsprüfung der Reaktorhalle durchgeführt, bei der auch die einwandfreie Beschaffenheit aller Durchführungen erfaßt wird. Schließlich können dann Sekundär- und Primärkreislauf in Betrieb genommen werden.

Ein Zwischenglied zwischen den zwei genannten Abschnitten der Inbetriebnahme stellt die Indienststellung der Instrumentierung, insbesondere der nuklearen, dar. Die Ionisationskammern werden mit einer Neutronenquelle auf ihre Neutronenempfindlichkeit und mit einer Gamma-Quelle auf ihre Gamma-Empfindlichkeit untersucht.

Mit einem Prüfgenerator werden die Instrumente, die eine Reaktorperiode anzeigen, überprüft. Alarm-, Abschalt- und Verriegelungssysteme sind als wichtigste Sicherheitseinrichtungen einer besonderen Kontrolle zu unterwerfen. Eine einmal eingeschaltete nukleare Instrumentierung sollte nicht mehr außer Betrieb gesetzt werden.

II. Das nukleare Anfahren

Das nukleare Anfahren umfaßt die

1. subkritischen Versuche,
2. Erreichung des kritischen Zustandes im Reaktor,
3. Untersuchungen bei kleiner Leistung sowie
4. Untersuchungen bei größerer Leistung.

1. Das Programm der subkritischen Versuche sieht Versuche an mehreren Kernfigurationen (länglicher Kern, Kern mit Leerstellen, U-förmiger Kern, kompakter Kern) und zwar:

a) die Bestimmung der kritischen Massen,
b) die Bestimmung der Temperaturkoeffizienten,
c) die Bestimmung der Wirksamkeit des Feinregelstabes und des Grobregelstabes,
d) die Bestimmung der Void-Koeffizienten

vor.

a) Bestimmung der kritischen Masse

Zur Bestimmung der kritischen Masse für eine bestimmte Kernfiguration wird eine Neutronenquelle etwa im Zentrum der Anordnung installiert und mit mehreren BF_3-Zählrohren die Zählrate mit und ohne Brennstoff bei zunehmendem Brennstoffeinsatz gemessen. In einem Diagramm wird auf der Ordinate die reziproke Zählrate (RZR) und auf der Abszisse die Masse des eingebrachten Uran 235 aufgetragen (Bild 1). Bei Ereichen des kritischen Zustandes wird die Neutronenmultiplikation sehr groß, also $k_{eff} = 1$. Die reziproke Zählrate strebt gegen Null.

Im subkritischen Versuch wird die kritische Masse nicht erreicht, daher wird die Kurve in ihrem unteren Bereich extrapoliert. Man erhält dann auf der Abszisse einen Schnittpunkt, der die Größe der kritischen Masse angibt. Ein Wiederanstieg der reziproken Zählrate, wie er in der Abbildung zu sehen ist, tritt dann auf, wenn Teilelemente durch ein Vollelement ersetzt werden.

b) Bestimmung der Temperaturkoeffizienten

Zur Bestimmung des Temperaturkoeffizienten wird die Änderung der kritischen Masse mit der Temperatur gemessen. Der Temperaturkoeffizient ist vom effektiven Multiplikationsfaktor und der Temperatur abhängig. Für kleine Temperaturveränderungen gilt (AEI-Report A 942):

$$\text{I.} \quad \alpha = \frac{1}{k_{eff}} \cdot \frac{dk_{eff}}{dT} = C \frac{1}{Mc\,(T)} \cdot \frac{dMc\,(T)}{dT}$$

Dabei ist die Konstante C im Falle des Reaktors MERLIN nicht temperaturabhängig und $= -\frac{1}{4{,}5}$ zu setzen. Der Temperaturkoeffizient kann ermittelt werden, ohne für alle Temperaturen die kritische Masse nach dem unter a) genannten Verfahren zu ermitteln, wenn die Steigung der bei der Extrapolation der kritischen Masse ermittelten Geraden für die betrachteten Temperaturen gleich ist.

Dann gilt nach dem Strahlensatz (Bild 2):

$$\text{II.} \quad \frac{\Delta Mc\,(T)}{Mc\,(25) - M_{22}} = \frac{RCR\,(T)}{RCR\,(25)}$$

Hierbei ist M_{22} eine unterkritische Masse, bei der für die verschiedenen Temperaturen die reziproke Zählrate gemessen wird.

Da die kritische Masse Mc (25) von beispielsweise 25 °C vorliegt und die Differenz der kritischen Massen ΔMc (T) bei verschiedenen Temperaturen aus Gleichung II ermittelt werden kann, läßt sich aus der Beziehung I der Temperaturkoeffizient bestimmen.

c) Bestimmung der Wirksamkeit des Feinsteuerstabes

Es sind zwei Verfahren anwendbar: 1. das Eintauchverfahren, 2. die kritische Annäherung bei vollein- und vollausgefahrenem Steuerstab.

Beim Eintauchverfahren werden bei verschiedenen Eintauchtiefen des Stabes die Differenzen der kritischen Masse, wie es schon unter b) der Fall war, bestimmt. Mit Kenntnis der Unterschiede der kritischen Massen läßt sich die Reaktivitätsveränderung berechnen. Im zweiten Fall wird eine Annäherung an den kritischen Zustand einmal bei vollausgefahrenem und das andere Mal bei volleingefahrenem Stab vorgenommen. Im Unterschied der kritischen Massen drückt sich die Wirksamkeit des Feinkontrollstabes aus. Auf die gleiche Weise läßt sich auch die Wirksamkeit des Grobsteuerstabes bestimmen.

2. *Annäherung an den kritischen Zustand*

Der Annäherung an den kritischen Zustand im Reaktor selbst gehen noch einmal sorgfältige Prüfungen der Steuer= und Sicherheitseinrichtungen voraus. Weiterhin werden neben den festen Strahlungsmeßgeräten weitere Zählrohre installiert. Es wird angestrebt, den kritischen Zustand bei 50 % eingefahre=nem Feinsteuerstab zu erreichen. Mit den Kenntnissen aus der subkritischen Anordnung wird das Core stufenweise zusammengebaut, gegen Ende der Annäherung werden nur noch Teilelemente zugeführt.

3. *Versuche bei kleiner Leistung*

a) Eichung der Steuerstäbe

Hier wird zunächst wieder eine Eichung der Steuerstäbe vorgenommen. Es sind mehrere Methoden anwendbar.

Für den Großsteuerstab:

Durch Untersuchungen, wie in der subkritischen Anlage, mittels Annäherung an den kritischen Zustand.

Durch Periodenmessung.

Mit verteilten Absorbern im Core, eine Methode, die sich dann empfiehlt, wenn kein zweiter Großsteuerstab vorhanden ist. Ist die Zunahme des ge=samten Wirkungsquerschnittes $\Delta\Sigma$ des Absorbers klein gegen den ursprüng=lich vorhandenen gesamten Wirkungsquerschnitt des Kerns Σ_k, so gilt näm=lich praktisch:

$$\frac{\Delta k_{eff}}{k_{eff}} = \frac{\Delta f}{f} = \frac{\Delta\Sigma}{\Sigma_k}$$

Mit dieser Beziehung läßt sich die Reaktivitätsbeeinflussung durch den Ab=sorber bestimmen. Die Eichkurve des Steuerstabes wird nun so aufgestellt, daß ein Teil des Absorbers mit bekannter Reaktivität entfernt wird und die Veränderung durch eine Bewegung des Stabes ausgeglichen wird.

Die Eichung des Feinsteuerstabes wird mit Hilfe der Periodenmessung durch=geführt. Die Messung wird so ausgeführt, daß der Reaktor mit dem Grob=steuerstab auf eine kleine konstante Leistung eingeregelt wird. Dann wird der Feinsteuerstab um eine gewisse Länge herausbewegt und die Periode

bestimmt. Die Eichung wird über die ganze Höhe des Stabes fortgesetzt, bis er voll herausgezogen ist.

Bestimmung der Flußverteilung

Hier wird die Messung mit Hilfe der Folientechnik durchgeführt, und zwar werden Indium=, Kupfer=, Gold= und Manganfolien für thermische, sowie Schwefelfolien für schnelle Flußmessungen verwandt. Es befindet sich ein Verfahren in Vorbereitung, wonach alle Messungen auf eine Monitorfolie bezogen werden, die gleichzeitig mit den benutzten Folien bestrahlt wird. Die Monitorfolie wird mit Impulsvorwahl in einer Zählanordnung gemessen, die übrigen Folien in weiteren Zählanordnungen. Die Meßanordnungen schalten gleichzeitig ab, und der Vergleich der Zählraten ergibt unmittelbar die relative Flußverteilung. Von Bestrahlungszeit und Wartezeit ist man mit dieser Me= thode unabhängig. Die Monitorfolie muß auf absolute Werte des Flusses geeicht werden, wenn absolute Werte der Flußverteilung ermittelt werden sollen.

4. Untersuchungen bei höherer Leistung

Sie beziehen sich auf folgende Messungen:

a) auf Flußverteilungen in den Strahlrohren und der thermischen Säule,
b) Messungen der Gamma=Strahlung im Core,
c) Messungen der Aktivität im Primärwasser, im Belüftungssystem des Reaktors, der Halle und in den Abluftfiltern.
d) Messung der Strahlendosis außerhalb der biologischen Abschirmung,
e) Messung der Temperaturen an der Oberfläche der Brennstoffplatten,
f) Prüfung der Spaltproduktnachweisanlage mit Hilfe von aktiver Ammoniumbromidlösung.

Im Belüftungssystem der Halle wird bei höherer Leistung N 16 erwartet. Im Belüftungssystem der Strahlrohre wird fast ausschließlich Argon 41 angezeigt werden. Staubproben aus den Filtern werden mittels Gamma=Spektroskopie überprüft, um die verschiedenen Isotope identifizieren zu können. Die ge= samte biologische Abschirmung, besonders die der Strahlrohre, wird bei ver= schiedenen Leistungen geprüft werden. Dabei wird die gesamte Stirnfläche des Reaktors abgetastet. Besondere Aufmerksamkeit ist der Abschirmung der Strahlrohre zu widmen.

Veröffentlichung in „Techn. Überwachung" vorgesehen.

Werkstoffprüfung von Reaktorbauteilen

Von Dr. K. Sauerwein, Düsseldorf

(Kurzfassung)

Grundlagen und Grenzen der verschiedenen Prüfmöglichkeiten von Reaktor=bauteilen mittels Röntgen= und Gammastrahlen:

1. Radiometrische Prüfverfahren, 2. Radiographische Prüfverfahren, 3. Leit=isotopenverfahren, 4. Kombinationsverfahren.

Beispiele aus der Praxis der verschiedenen Verfahren: Ermittlung von Lunkern und Einschlüssen in Blei, Guß, Beton aller Art, Messung der Dichte der ver=schiedensten Materialien sowie der Dicke von Behältern beliebiger Form; Kontrolle der Stärke von Rohren innerhalb dickwandiger Abschirmungen; Leckprüfungen von Behältern.

Reaktorsicherheit

Von Dipl.=Ing. G. Wiesenack, Essen

(Kurzfassung)

Jede menschliche Tätigkeit ist mit Risiko verknüpft. Die potentiellen Gefah=ren des Reaktorbetriebes sollte man nicht zu verniedlichen suchen. Die kon=ventionelle Drucktechnik hat aber dem Reaktorbauer Mittel geschaffen, um die hohe, sich im Kern ansammelnde Spaltproduktaktivität mit einem hohen Grad von Sicherheit einzuschließen. In den letzten Jahren auftretende Stö=rungen an Spaltstoffelementen hatten größere Unfälle nicht zur Folge. Auf=merksames Studium solcher Zwischenfälle führte zur Entwicklung neuer Herstellungs= und Prüfverfahren. — In den gesetzlichen Grundlagen (Bundes=atomgesetz vom 23. 10. 1959, 1. Bundesstrahlenschutzverordnung vom 24. 6. 1960 und Atomanlagenverordnung vom 20. 5. 1960) sind enthalten technisch=konstruktive und personelle Anforderungen. Für den Reaktorsicherheitsbericht wird zweckmäßig die Musterordnung des Arbeitskreises III/IV—1 der Strah=lenschutzkommission zugrunde gelegt. Der im Sicherheitsbericht zu diskutie=rende höchst=glaubhafte Unfall ist von der Art eines hypothetischen Gedan=kenexperimentes, dessen drei Komplexe: Austretende Strahlung, Ausbreitung in der Umgebung und Wirkung auf den Menschen nach dem heutigen Stand der Technik noch zahlreiche Annahmen notwendig machen. Der Reaktor=sicherheitsbericht wird der Genehmigungsbehörde des zuständigen Landes vorgelegt. Der Bundesminister für Atomenergie und Wasserwirtschaft be=dient sich für die Durchführung der ihm übertragenen Auftragsverwaltung

der Reaktorsicherheitskommission. Diese wird zukünftig durch eine hauptamtliche „Arbeitsgruppe für Reaktorsicherheit der VdTÜV" unterstützt werden.

Veröffentlichung in „Techn. Überwachung".

Schutz vor dem Einatmen radioaktiver Stoffe

Von Dr. G. Stampe, Lübeck

(Kurzfassung)

Wie bei jedem industriellen Atemschutz sollte auch bei radioaktiven Stoffen der Schutz vor dem Einatmen unerwünschter Substanzen immer darin bestehen, zu verhindern, daß radioaktive Stoffe in den Arbeitsraum oder in die Außenatmosphäre gelangen. Nur in Sonderfällen kann ein Individualschutz nötig werden.

In beiden Fällen hat man es meistens mit Aerosolen zu tun, mit feinstverteilten festen oder vielleicht auch flüssigen radioaktiven Substanzen in an sich atembarer Luft. Die Schwebestoffe können Teilchen von unter 10^{-2} bis über $10^{2}\,\mu$ Durchmesser aufweisen. Schwierig zu filtrieren sind nur die Teilchen, deren Durchmesser in der Größenordnung von $10^{-1}\,\mu$ sind. Daher prüft man Schwebstoffilter mit solchen Teilchen; international fordert man für diese Teilchen ein Zurückhaltevermögen von mehr als 99,95 %. Das bedeutet gleichzeitig, daß größere und kleinere Teilchen überhaupt nicht mehr meßbar das Filter durchdringen. Alle mechanischen Schwebstoffilter verdanken ihre Wirkung feinsten Fasern mit Faserstärken von unter 1 μ.

Mischungen radioaktiver Gase mit Luft sind viel seltener. Sind die Konzentrationen gering, d. h. nur 1 oder 2 Größenordnungen über den nach Anlage II der Deutschen Strahlenschutzverordnung zulässigen, und handelt es sich nicht um Edelgase oder die normalen Bestandteile der Luft, so kann man damit rechnen, daß Gase an den immer in der Atmosphäre in viel größerer Konzentration vorhandenen Schwebstoffen absorbiert und mit diesen oder direkt an Schwebstoffiltern zurückgehalten werden. Es ist also nicht zweckmäßig, die Zuluft zu z. B. Isotopenlaboratorien hochgradig zu entstauben. Technisch wichtig als wirkliches Gasfilter ist nur ein Filter für Jod 135, in dem diese Stoffe in Aktivkohle oder in Schwermetall-, meistens Ag-präparierten anderen Körnermassen zurückgehalten werden.

Gasfilter und Schwebstoffilter, aus der Atemschutztechnik bekannt oder in Anlehnung an diese entwickelt, stehen in auch hier brauchbaren Ausführungen zur Verfügung, sowohl zur Filtration großer Luftmengen als auch

als Atemfiltergeräte. Für den Einzelschutz ist aber oft ein Frischluftdruck=schlauchgerät oder, wo man sich völlig frei bewegen muß, ein Behältergerät mit Druckluft (Preßluftatmer) vorzuziehen.

Oft wird es nötig, den ganzen Körper vor der Berührung mit radioaktivem Staub zu schützen. Dazu gibt es völlig geschlossene, belüftete und unbe=lüftete Schutzanzüge. Die letzten kann man höchstens in 30 min langen Peri=oden benutzen. Die Anzüge können mit dem Gasschutzgerät kombiniert werden.

Abdruck in Zeitschrift „Staub" ist in Bearbeitung.

Behandlung von radioaktiven Abwässern aus Isotopenlaboratorien

Von Prof. Dr.=Ing. L. v. Erichsen, Bonn

(Kurzfassung)

Euratom=Richtlinien und Strahlenschutz=VO erfordern eine Kontrolle und evtl. Behandlung der Abwässer auch aus den meisten radiochemischen Labo=ratorien, die keine Heißchemie betreiben. Ob überhaupt und welche Einrich=tungen dafür nötig sind, hängt von Art und Aktivität der verwendeten Nuklide ab. Die Auslegung der Str.Sch.VO ist uneinheitlich und wird hier diskutiert. Die äußere Strahleneinwirkung seitens der hier zu besprechenden Abwässer ist zu vernachlässigen, dagegen ist der Inkorporierungsgefahr zu begegnen. Trotz der Konzentrationsunterschiede in den Normen der Str.Sch. VO und z. B. der IAEO erfordern manche Nuklide in Tracerkonzentrationen keine technischen Einrichtungen, wenn sie nicht gerade in Verbb. mit langer biologischer Halbwertszeit oder organspezifischer Speicherung vorliegen. Ab=wässer mit knochensuchenden Nukliden müssen dagegen fast stets kon=trolliert werden. Entsprechend dem Zweck der Kontrolle sollte sich diese ein=fachster und sicherster Methoden und Einrichtungen bedienen. In den meisten Fällen ist eine Rückhalteanlage mit zwei Wechselbehältern ausreichend, deren Inhalt nach radiometrischer Kontrolle direkt abgepumpt, verdünnt oder im Notfall im Mischbett=Ionenaustauscher demineralisiert wird. Fällungsver=fahren sind zu kompliziert und detergentienempfindlich. Ein schwieriges Sonderproblem stellen aktivitätsverdächtige, biologische Abgänge mit höhe=rem Gehalt an organischem Material dar. Technisch brauchbare Lösungen dafür sind noch in der Entwicklung.

Lagerung von radioaktiven Abfallstoffen im Untergrund — geologische und hydrogeologische Probleme

Von Dr. R. Wager, Hannover

(Kurzfassung)

Für eine definitive Lagerung radioaktiver Abfallstoffe durch Speicherung im tieferen Untergrund bestehen in der Bundesrepublik Deutschland im Grundsatz zwei Möglichkeiten:

Einmal die Speicherung fester und flüssiger Stoffe in Salzlagerstätten

und zum anderen die Injektion flüssiger Stoffe in tiefliegende Grundwasserkörper mit fossilem, hochgradig versalzenem Grundwasser.

Für beide Arten der Speicherung gilt, daß bei geeigneten geologischen und hydrologischen Bedingungen die Gewähr gegeben ist, daß radioaktiv belastete Stoffe über sehr lange, d. h. geologische Zeiten nicht in den Wasserkreislauf und damit in den biologischen Zyklus gelangen.

Die Speicherung in Salzlagerstätten kann in bergmännisch oder durch künstliche Aussolung geschaffenen Kavernen erfolgen. Als Standorte bieten sich in erster Linie die zahlreichen Salzdome in NW-Deutschland an.

Bei der Speicherung von Abwässern im tieferen Untergrund in Gesteinen, die mit hochgradig versalzenem Grundwasser erfüllt sind, wird gefordert, daß das Speichergut bzw. kontaminiertes Grundwasser nicht in den hydrologischen bzw. biologischen Kreislauf gelangen kann. Es kann erwartet werden, daß durch geologische Forschungsarbeit Areale nachgewiesen werden können, in denen Abwassermengen bis zu mehreren Hektokubikmetern im tieferen Untergrund durch Injektion gespeichert werden können.

Die Speicherung im Untergrund verspricht eine bessere Wirtschaftlichkeit und größere Sicherheit als jede andere Art der definitiven Unterbringung der Abfälle.

Eine ausführliche Darstellung findet sich in:

R. Wagner and W. Richter: Disposal of radioactive waste in the subsurface of the Federal Republic of Germany; geological and hydrogeological problems. — International Atomic Energy Agency, Vienna 1960.

Beseitigung radioaktiver Abfälle

Von Dr. S. Krawczynski, Karlsruhe

(Auszug)

Unter dem Begriff „Beseitigung radioaktiver Abfälle" versteht man die Sammlung der radioaktiven Abfälle, ihre Aufbereitung, den Transport bis zur Lagerstelle sowie eine sichere Lagerung über einen Zeitraum, der ausreicht, daß in ihm die radioaktiven Stoffe durch natürlichen radioaktiven Zerfall so weit abgeklungen sind, daß sie für die Allgemeinheit keine Gefahr mehr darstellen.

Bei strenger Befolgung des Atomgesetzes und Einhaltung der Strahlenschutzbestimmungen ist es ausgeschlossen, daß eine Gefährdung des in kerntechnischen Anlagen beschäftigten Personals und insbesondere der Allgemeinheit durch radioaktive Stoffe, wie sie radioaktive Abfälle z. B. darstellen, eintreten kann.

Bei der praktischen Durchführung der Bestimmungen muß man bestrebt sein, die erforderlichen Maßnahmen so zu treffen, daß sie sowohl hinsichtlich der Sicherheit als auch der Wirtschaftlichkeit optimal sind. Der in der Vergangenheit allerorts beobachteten Tendenz zur Übertreibung und Perfektionierung hat das kürzlich verabschiedete Deutsche Atomgesetz angemessene Schranken gesetzt.

Mit der Inbetriebnahme der größeren Forschungsreaktoren Jülich und Karlsruhe sowie der ersten Kernkraftwerke sind neben großen Volumina an radioaktiven Abfällen niedriger spezifischer Aktivität auch geringe Volumina an radioaktiven Abfällen mittlerer bis hoher spezifischer Aktivität zu erwarten. Neben diesen Großlieferanten muß man ferner das Gros der Isotopenkleinverbraucher berücksichtigen, bei denen schon zum jetzigen Zeitpunkt kleine Mengen höher aktiver Abfälle vorhanden sind, die jedoch noch kein ernsthaftes Mengenproblem darstellen.

Es wird z. Z. Vorsorge getroffen, diese Abfälle in ihrer Gesamtheit zu erfassen, die Lagergefäße zu normieren und den Transport innerhalb der Bundesrepublik zu organisieren. Es werden ferner Überlegungen darüber angestellt, ob es sinnvoll ist, evtl. zentrale Aufbereitungsanlagen für radioaktive Abfälle vorzusehen und geeignete Zwischenlager zu errichten, von denen aus die Abfälle zu den später zu errichtenden Endlagern transportiert werden müßten. Sowohl für die niedrigen aktiven als auch für die höher aktiven Abfälle ist anzustreben, obengenannte Einrichtungen in Anlehnung und in örtlicher Nachbarschaft der Hauptanfallstellen zu errichten.

Es ist notwendig, daß an allen kerntechnischen Anlagen und bei allen Isotopenanwendern, bei denen radioaktive Abfälle auftreten können, die Frage der Abfallbeseitigung schon vor der Inbetriebnahme der Anlagen gelöst und für hinreichend dimensionierten Lagerraum gesorgt wird.

Ob und in welchem Maße an den einzelnen Anfallstellen radioaktiver Abfälle eine Aufbereitung dieser rentabel ist, ist von Fall zu Fall eingehend zu überprüfen. Bei Kleinverbrauchern ist es oft rationeller, statt einer teuren Aufbereitung sich lediglich auf eine Sammlung der Abfälle zu beschränken und sie an den obengenannten zentralen Stellen aufzubereiten und für die Endlagerung zu verpacken. Falls größere Volumina an niedrig aktiven Abfällen auftreten, sollte man sich lediglich mit einer Vorkonzentrierung begnügen und die Endeindickung wiederum von der zentralen Aufbereitungsanlage durchführen lassen.

Sammlung radioaktiver Abwässer

Abwässer niedriger spezifischer Aktivität

Abwässer, die möglicherweise radioaktiv kontaminiert sein können, müssen an den Anfallstellen zwischengesammelt werden. Die Anforderungen bezüglich Konstruktionsmaterial dieser Sammelbehälter werden durch die zu erwartende chemische Beanspruchung und nicht durch die radiochemische Gefährlichkeit der Abwässer bestimmt. Ein Strahlenschutz ist an den Sammelbehältern für schwach kontaminierte Abwässer nicht nötig. Wegen der durchweg niedrigen radiochemischen Gefährlichkeit der Behälterinhalte ist die zusätzliche Unterstellung der Sammelbehälter in wasserdichten Tassen nicht notwendig. Die Behälter müssen jedoch so aufgestellt werden, daß man sie auf Leckagefreiheit jederzeit untersuchen kann. Für die Ableitung schwach radioaktiver Abwässer haben sich Kunststoffleitungen bewährt. Flanschverbindungen sollten weitgehend vermieden werden.

Abwässer mittlerer spezifischer Aktivität

(z. B. Ionenaustauscher-Regenerierabwässer aus primären Reaktorkreisläufen oder Entaktivierungsanlagen, Reaktor-Primärkreis-Reinigungswässer, Reaktor-Loop-Reinigungswässer, Spülwässer aus Kernbrennstoffaufbereitungsanlagen usw.) müssen in korrosionsgeschützten Behältern, die in wasserdichten Tassen aufgestellt sind, gesammelt werden. Das Anbringen von Feuchtigkeitsfühlern innerhalb der Tassen, Messung der Temperatur innerhalb der Behälter sowie Füllstands-Fernanzeige sind unerläßlich.

Abwässer hoher spezifischer Aktivität

müssen in korrosionsgeschützten Behältern aus Edelstahl in wasserdichten Gebäuden gesammelt werden. Falls Erwärmung durch Zerfallswärme möglich ist, muß eine Kühlung der Behälterinhalte vorgesehen werden.

Aufbereitung radioaktiver Abwässer

Die Hauptkosten der Beseitigung radioaktiver Abfälle treten durch die Lagerung der radioaktiven Konzentrate auf. Um die Endvolumina der radioaktiven

Konzentrate möglichst niedrig zu halten, müssen alle nicht radioaktiven Ballastchemikalien dem Wasser bereits vor Abgabe an den Verbraucher entzogen werden. d. h. alles Wasser, das möglicherweise radioaktiv kontaminiert werden kann, sollte vorher voll entsalzt werden.

Als Aufbereitungsmethoden kommen die „Chemische Fällung", der „Ionenaustausch", die „Verdampfung" sowie die „Elektrodialyse" einzeln und kombiniert zur Anwendung. Die Methode der chemischen Fällung eignet sich nur für Abwässer niedriger spezifischer Aktivität. Die Entaktivierungseffektivität der chemischen Fällung wird durch die Anwesenheit von Chelat- und Komplexbildnern im Abwasser empfindsam gestört (Lit. 1). Bei genauer Kenntnis der chemischen und radiochemischen Zusammensetzung des Abwassers lassen sich hohe Entaktivierungswerte auch mit dieser Methode erzielen. So läßt sich Radiocaesium mittels Kupfer-, Nickel- oder Ferriferrocyanid ausfällen. Sulfat ist als Bariumsalz gut ausfällbar, Jodid läßt sich bereits mit sehr geringen Konzentrationen an Silbernitrat als Silberjodid auch in Gegenwart hoher Chloridüberschußkonzentrationen ausfällen. Hinreichend bekannt sind ferner die chemischen Fällungsmethoden, wie sie in Harwell oder Saclay seit vielen Jahren praktiziert werden. In Harwell führt man beim pH von 9,5—11,5 eine Phosphat-Eisenhydroxyd-Fällung durch, an die sich eine Eisensulfidfällung und Ionenaustausch an anorganischen Vermiculit-Ionenaustauschern anschließt. Die Entaktivierungseffektivität dieser Methode beträgt ca. 1000. In Saclay kombiniert man die Phosphatfällung mit einer Tanninsäure-Fällung (Kalziumsalz der Tanninsäure), die Entaktivierungseffektivität beträgt hier im Durchschnitt ca. 20. Besonders problematisch ist die Eindickung der bei der chemischen Fällung auftretenden Chemie-Schlämme. In Harwell und Mol wird der voreingedickte Schlamm ausgefroren und anschließend nach dem Auftauen filtriert bzw. zentrifugiert. Als Reaktions- und Absetzbehälter kommen dort sog. „Sludge-Blanket-Precipitatoren" zur Anwendung. In Karlsruhe wurden sehr positive Ergebnisse mit Precipitatoren vom Typ „Cyclator" der Fa. Lurgi erzielt.

Bei karbonathaltigen Abwässern kann die Kontakt-Entkarbonisierung als Vorstufe zur chemischen Fällung oder Ionenaustausch erfolgreich zur Anwendung kommen (Karlsruhe). Bei Spaltprodukten werden über 90 % der Radionuklide bereits durch diese Methode dem Wasser entzogen. Der Ionenaustausch kommt vor allen Dingen bei salzarmen Abwässern als Entaktivierungsmethode zur Anwendung (Leicht- und Schwerwasserprimärkreisläufe von Reaktoren).

In Kombination mit der Entkarbonisierung und der chemischen Fällung kann man den Ionenaustausch auch zur Entaktivierung von Laborabwässern heranziehen. Vorteilhaft ist hierbei die Anwendung mehrstufiger Ionenaustauscheranordnungen, die eine Sparregenerationsschaltung erlauben. Zur Standzeiterhöhung teurer organischer Ionenaustauscher können billige Kohleaustauscher (sulfurierte Kohle) diesen vorgeschaltet werden (Karlsruhe). Bei Benutzung von vollentionisiertem Wasser als Frischwasser ist die Standzeit der

Ionenaustauscher sehr lang. Die Regenerierabwässer der Ionenaustauscher=anlagen müssen häufig durch Verdampfung weiter eingeengt werden.
Besonders universell anwendbar ist die Methode der Verdampfung. Durch Zuhilfenahme der Brüdenkompression können die Energie=Betriebskosten auf ca. DM 1,—/t Abwasser reduziert werden. Auch der laufende Aufwand be=züglich Betriebs= und Laborpersonal ist bei der Methode der Verdampfung sehr günstig. Voraussetzung für die Anwendung der Verdampfung ist eben=falls die Vollentsalzung des primären Frischwassers. Dadurch wird das Bal=lastvolumen reduziert und eine Verkrustung der Heizflächen weitgehend herabgesetzt.

Fest=Abfälle

Feste Abfälle lassen sich in Paketierpressen beachtlich in ihrem Volumen reduzieren (ca. 20:1). Auf die Methode der Verbrennung wird man besonders im Hinblick auf die radioaktiven Tierkadaver auf die Dauer nicht verzichten können. Bei der Verbrennung haben sich Anlagen, die mit einer Abluft=Naß=wäsche arbeiten, nicht sonderlich bewährt. Die Verbrennungstemperatur muß im Verbrennungsraum mindestens 800—1000 ° C betragen. Dieses erzielt man durch Vorheizung der Frischluft. Mittels Zyklon=Separatoren, Grob= und Fein=filter läßt sich die Abluft aus den Öfen ohne Anwendung einer nassen Wäsche hinreichend entstauben. Besondere Schwierigkeiten treten bei der Austragung der radioaktiven Verbrennungsasche auf. Eine Ausspülung der Asche mit Wasser ist sicher durchzuführen.

Aufbereitung von Abluft

Über die Reinigung von Abluft wurde bereits von Herrn Dr. Stampe referiert. Erwähnenswert wäre, daß Abluftfilter aus brandgefährdeten Räumen (z. B. Laboratorien) prinzipiell aus nicht brennbarem Material bestehen sollten. Eine Filtration der Abluft soll nur dann durchgeführt werden, wenn tatsäch=lich mit dem Auftreten ernsthafter radioaktiver Stäube gerechnet werden muß. Die Praxis hat gezeigt, daß in den meisten Abluft=Absolutfiltern vor=nehmlich radioaktive Aerosole, herrührend von den Atombombenversuchs=explosionen, akkumuliert wurden.

Transport

Für radioaktive Abfälle gelten dieselben Transportvorschriften wie für radio=aktive Präparate. Die Transporte radioaktiver Abfälle sind nach den beste=henden Vorschriften demnach genehmigungspflichtig. Man ist z. Z. in der Bundesrepublik dabei, die Transportbehälter zu normieren und den Trans=port zu organisieren.

Lagerung

Schwach radioaktive Abfälle mit einer Strahlendosisleistung von ca. 100 mrem/h an der Oberfläche der Behälter können in leichten Hallen ohne be=

sonderen Strahlenschutz zwischengelagert werden. Für höher aktive Strahler ist zum Zwecke des Transportes ein entsprechender Strahlenschutz notwendig. Über die Langzeitlagerung hat bereits Herr Dr. Wager berichtet (R. Wager: „Lagerung von radioaktiven Abfallstoffen im Untergrund — geologische und hydrologische Probleme", Vortrag gehalten anläßlich des Deutschen Atomforums, Karlsruhe, 13. Oktober 1960). Die unterirdische Lagerung in Salzformationen ist nicht nur absolut sicher, sondern auch billiger als die oberirdische Lagerung in Gebäuden oder Bunkern, die den unangenehmen Nachteil hat, daß man sie über lange Zeiträume unter Kontrolle halten muß.

Literatur 1:

Krawczynski, S., Der Einfluß von synthetischen Reinigungsmitteln und Komplexbildnern auf die Dekontamination r.-a. Abwässer mittels der chemischen Fällungsmethode, in: Atompraxis, Heft 8, August 1960.

Weitere Literatur:

Krawczynski, S., Die Behandlung r.-a. Abfälle im Karlsruher Atomforschungszentrum, in: Kommunalwirtschaft 9, 1959.

Leutloff, G., Krawczynski, S., u. a., Institute und Allgemeine Anlagen, in: Die Atomwirtschaft 12, Dezember 1957.

Krawczynski, S., Die Verdampfung als Methode zur Entaktivierung von radioaktiven Abwässern, in: Kerntechnik, Heft 1, 2 und 5, 1959.

Krawczynski, S., Fragen zur Kernbrennstoffaufbereitung, in: Kerntechnik, Heft 5, 1960.

Krawczynski, S., Kontaminations-Schutzanzüge zum Arbeiten in radioaktiv kontaminierter Umgebung, in: Kerntechnik, Heft 7/8, 1960.

Krawczynski, S., Behandlung radioaktiver Abwässer, in: GWF, Heft 36, 1959.

Krawczynski, S., Die Behandlung der Abwässer auf dem Gelände des Atomforschungszentrums Karlsruhe, in: GWF, Heft 36 und 38, September 1960.

Veröffentlichungen: Vgl. Kerntechnik 1959, Heft 1, 2 und 5; G. W. F. 1959, Heft 36; Kommunalwirtschaft 1959, Heft 9; G. W. F. 1960, Heft 36; Atompraxis, 1960, Heft 8.

Kerntechnisches Zubehör, ein Überblick, dargestellt am Beispiel einer Reaktor-Be- und Entlade-Einrichtung

Von Dr. G. W. Oetjen, Köln-Bayental

(Auszug)

Diese Reaktor-Be- und -Entlade-Einrichtung unterscheidet sich von bekannten Reaktor-Be- und -Entlade-Maschinen durch die vorgegebenen Forderungen und ist nur für einige Reaktortypen verwendbar. Der Aufbau dieser Be- und

Entlade=Einrichtung eignet sich besonders für Reaktoren mit kurzen Brenn=elementen, seien sie zylindrisch oder kugelförmig, gecant oder ungecant.

Es sind vier Forderungen gestellt worden, die die Lösung in dieser Art für zweckmäßig erscheinen lassen. Es soll: erstens der Be= und Entladevorgang beobachtbar sein; zweitens soll die Anlage im Betrieb, zumindest zu einem großen Teil, reparierbar bleiben; drittens soll es möglich sein, offene be=strahlte Brennelemente bzw. zerstörte und damit offene Brennelemente zu hantieren, und zwar auch dann, wenn die Abkühlzeiten vernachlässigbar kurz waren; und als letzter Punkt soll es möglich sein, aus dem Reaktor entnommene Brennelemente auf den Grad des Abbrandes, auf ihre mecha=nische Unversehrtheit usw. zu untersuchen, danach zu sortieren, zu verpacken bzw. in den Reaktor zurückzuführen.

Diese Forderungen sind damit erfüllt, daß man die gesamte Einrichtung im wesentlichen übereinander an der Wand einer Heißen Zelle angebracht hat. Die Beobachtbarkeit ist durch die Fenster und die Fernseheinrichtungen dieser Zelle gegeben. Das Eingreifen in die einzelnen Bauteile ist mit Hilfe von verschiedenartigen Manipulatoren möglich. Die gesamte Anlage ist von diesen Manipulatoren erreichbar, so daß Teile ausgewechselt werden können. Nach dem Einbau neuer Teile kann ferngesteuert auf Dichtigkeit geprüft werden. Die nächsten beiden Forderungen sind dadurch erfüllt, daß um das aktive Material drei Schutzhüllen angeordnet sind, die eine ausreichende Sicherheit gegen das Austreten von radioaktiven Gasen und natürlich auch gegen aktive Stäube gewährleisten. Das Hantiersystem besteht erstens aus den Rohrlei=tungen selber, dann einer zweiten Hülle an all den Stellen, an denen Flansch=verbindungen oder auch Schweißverbindungen vorhanden sind. Diese Hülle oder Kammer ist an ein Lecksuchsystem angeschlossen und damit auf Dich=tigkeit überprüfbar. Die Zelle selber ist die dritte Schutzhülle. Sie ist so gas=dicht gebaut, daß sie einen gasdichten Abschluß gegenüber dem Bedienungs=raum bzw. dem Entladeraum darstellt.

Die Probleme, die bei der Auswahl geeigneter Bauteile und Maschinen gelöst werden müssen, können im Rahmen des gestellten Themas nur angedeutet werden.

Man sieht bereits aus den technischen Bedingungen der Einrichtung, daß in loser Aufteilung folgende Zubehörgruppen Berücksichtigung finden müssen: Fenster und Fernbeobachtungsmöglichkeiten, Manipulatoren und Hantier=einrichtungen, fernbedienbare Maschinen, Gasfilterung und Lecksucheinrich=tungen. Weiter gehört zu solchen Überlegungen, Vorschläge zu finden, die eine Dekontamination der gesamten Be= und Entlade=Einrichtung möglich machen, die notwendigerweise erfolgen wird, falls ein größerer Betriebs=schaden oder Unfall aufgetreten sein sollte.

Im Rahmen dieses Vortrags wurden für die oben kurz angeführten Zubehör=gruppen Beispiele gegeben. Es wurde dabei recht deutlich, erstens wie wichtig dieses so vielfältige Gebiet für die Entwicklung und Lösung mancher Fragen,

die die Kerntechnik aufwirft, ist, und zweitens wie gering der Anteil der deutschen Industrie an eigenen Beiträgen auf diesem bis heute etwas zweitrangig behandelten Gebiet ist.

Veröffentlichung in „Die Atomwirtschaft" 6, Heft 12 (Dezember 1961).

Einrichtung von Laboratorien für radioaktive Isotopen

Von A. Gaschermann, Düsseldorf

(Kurzfassung)

Zunächst stellt der Vortrag die wichtigsten Punkte der Planung heraus.

Die verschiedensten Baumaterialien werden in ihren Eigenschaften, in ihren Anwendungsmöglichkeiten für die speziellen Verwendungsgebiete beschrieben.

Auf die richtige Wahl der Kunststoffe für Abflußleitungen oder als Wandüberzüge bzw. -verkleidungen bei Einrichtungsgegenständen wird hingewiesen.

Die baulichen Maßnahmen sind in diesem Vortrag stark hervorgehoben und umfassen z. B. Beleuchtungseinrichtungen, Heizungsanlagen, räumliche Anordnungen, den Fußboden, Wandanstriche und die verschiedenen Arten der Bodenbeläge.

In sehr klarer Weise wurden die Konstruktionen von Isotopen-Abzugschränken sowie alle anderen Einrichtungsgegenstände, die in einem Isotopen-Labor in Frage kommen, beschrieben.

Entlüftungsanlagen mit eingebauten Filtern sowie Belüftungsanlagen sind in ihrer Leistung sowie in ihrer räumlichen Anordnung klar umrissen.

Zum Schluß behandelt der Vortrag die Lagerung von Abfällen radioaktiver Stoffe in fester und flüssiger Form.

Der Vortrag gibt, in seiner Gesamtheit gesehen, dem Bauherrn bei der Planung derartiger Einrichtungen wertvolle Hinweise und erleichtert ihm die Ausführung der Arbeiten.

Veröffentlicht in „Kerntechnik".

Dekontaminierung von Wasser in atomtechnischen Anlagen

Von Prof. Dr.=Ing. habil. G. Weiß, Berlin

(Inhaltsübersicht)

Es werden zunächst die grundsätzliche Aufgabenstellung und die besonderen Schwierigkeiten bei der Dekontaminierung von Abwasser behandelt. Mehrere ausgeführte oder im Projektierungsstadium befindliche Anlagen (Karlsruhe, Berlin, Jülich) werden beschrieben, und die Wirkungsweise der dort ange= wandten Verfahren wird erläutert.

Veröffentlichung in „Abwassertechn. Zeitschrift".

Optische Sehrohre für atomtechnische Zwecke

Von Dipl.=Ing. A. Weyrauch, Wetzlar

(Inhaltsübersicht)

Es wird der Aufbau von Sehrohren mit und ohne innere Absorption von Gammastrahlen behandelt. Während bei den erstgenannten Geräten durch eine ein= oder mehrmalige Abwinklung die Abschirmung erfolgt, werden bei den letztgenannten Geräten innerhalb des Sehrohres durchsichtige Materialien mit ausreichender Dichte eingebaut.

Veröffentlichung demnächst in „Kerntechnik".

Demonstrations- und Übungsgeräte für die Ausbildung von Hilfspersonal

Von Dr. K. Hecht, Köln=Bayental

(Kurzfassung)

Mehr als in allen anderen Betrieben und Forschungsstätten kommt es in denen für die Kerntechnik, Kernphysik und Kernchemie auf die gute Zusam= menarbeit aller an. Zu ihr können auch technische Hilfskräfte etwas beitragen,

wenn sie nicht nur in ihre Routinearbeit eingewiesen sind, sondern mit Verständnis für die Arbeiten, an denen sie mitzuwirken haben, richtige Helfer sind. Mit der einfachen Schulvorbildung und der vielleicht vorhandenen technischen Lehre allein können sie aber mit dem besten Willen nicht so verständnisvoll mitarbeiten, wie sie es oft gern möchten und wie es auch meist in ihrem Interesse liegt. Sie wollen und müssen noch etwas dazulernen, sei es in den Grundlagen der Physik, sei es auf den technischen Gebieten, vor allem aber in der Kernphysik. Die Aufgabe zur Unterweisung des technischen Hilfspersonals in diesen Gebieten ist gar nicht so schwierig, liegt sie doch ähnlich wie die für den heutigen Physikunterricht an den Realschulen oder Gymnasien. Mit einfachen anschaulichen Experimenten kann eine Einführung in die physikalischen Grundlagen beginnen, ohne daß das Verständnis durch graue Theorie oder durch unübersehbare technische Apparaturen erschwert wird. Dafür sollte in diesem Referat an einer Reihe von Versuchen ein Beispiel gegeben werden. Es handelt sich dabei um Experimente, die im Laufe der letzten Jahre für den Physikunterricht entwickelt sind und die zeigen sollten, wie umfangreich das zur Verfügung stehende Material bereits heute ist. Bei der Unterrichtung des technischen Hilfspersonals wird es sich meist nur um wenige Teilnehmer handeln, wenn nicht gerade eine Ingenieur- oder Berufsschule sich hierfür zur Verfügung stellt. Im kleinen Kreis des eigenen Betriebs werden die Versuche weniger den Charakter von Vorführungen haben, sondern vielmehr wie in den Arbeitsgemeinschaften der höheren Schulen zur selbsttätigen Durcharbeitung der Aufgaben dienen. Aus ihnen sollen die Zusammenhänge physikalischer Größen verständlich werden. Sie sollen die Grunderscheinungen der Atom- und Kernphysik möglichst anschaulich erkennen lassen und die Durchführung einfacher Messungen erlauben, damit möglichst bald quantitative Angaben gemacht werden können. Sind solche Aufgaben an einer einfachen und übersichtlichen Anordnung mit Erfolg durchgeführt, dann ist der Schritt zum Verständnis technischer Meß- und Betriebsapparaturen der Praxis erfahrungsgemäß leichter, als wenn man ohne diese Vorkenntnisse an einem Gerät angelernt ist. Die moderne Entwicklung bringt es mit sich, daß häufig ein Meßgerät gegen das andere, ein Verfahren gegen ein neueres ausgetauscht werden muß. Dann ist es besser, wenn auch die technischen Hilfskräfte außer den Handgriffen der Frontplatten etwas von der Wirkungsweise der benutzten Geräte verstehen. Es wird sich aber nicht nur im einzelnen Arbeitsgang erkennen lassen, welche Vorteile man bei einer allgemeinen Grundlagenausbildung auch der einfachen Mitarbeiter bei aller aufgewendeten Mühe erreichen kann.

Veröffentlichung in „Die Atomwirtschaft" 6, Heft 11 (November 1961).

